

О. Л. ТАШЛЫКОВ

ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Учебное пособие



Министерство образования и науки Российской Федерации
Уральский федеральный университет
имени первого Президента России Б. Н. Ельцина

О. Л. Ташлыков

ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Учебное пособие

Рекомендовано методическим советом УрФУ
для студентов, обучающихся по направлению подготовки
14.05.02 «Атомные станции: проектирование,
эксплуатация и инжиниринг»

Екатеринбург
Издательство Уральского университета
2016

УДК 621.039(075.8)

ББК 31.4я73

T25

Рецензенты:

директор института ядерной энергетики и технической физики Нижегородского государственного технического университета им. Р. Е. Алексеева доц., канд. техн. наук *А. Е. Хробостов*);

заместитель главного инженера по ПТО и качеству Белоярской АЭС канд. техн. наук *А. М. Тучков*

Научный редактор — проф., д-р техн. наук *С. Е. Щеклеин*

На обложке использована фотография С. Тена

Ташлыков, О.Л.

T25 Основы ядерной энергетики : учебное пособие / О.Л. Ташлыков. — Екатеринбург : Изд-во Урал. ун-та, 2016. — 212 с.
ISBN 978-5-7996-1822-3

В учебном пособии рассмотрены физические и технические основы ядерной энергетики, включая основные сведения из ядерной и нейтронной физики, физики ядерных реакторов, описаны виды ядерного топлива. Приведены принципиальные одно-, двух- и трехконтурные тепловые схемы АЭС. Рассмотрены: основное оборудование реакторного и паротурбинного контуров, компоновка главного корпуса на примере АЭС с реактором БН-800; вопросы обеспечения ядерной и радиационной безопасности АЭС, описаны принципы обеспечения безопасности.

Предназначено для студентов всех форм обучения по специальности 14.05.02 — Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг.

Библиогр.: 24 назв. Табл. 13. Рис. 49. Прил. 1.

УДК 621.039(075.8)

ББК 31.4я73

ISBN 978-5-7996-1822-3

© Уральский федеральный
университет, 2016

Предисловие

Безопасность ядерной установки в соответствии с «Основными принципами безопасности № SF-1» МАГАТЭ должна обеспечиваться и поддерживаться с помощью эффективной системы управления, важнейшей частью которой являются человеческие ресурсы. Как показывает многолетняя практика, квалификация персонала, его компетентность и натренированность относятся к важнейшим факторам предотвращения нарушений ядерной и радиационной безопасности. Важную роль в обеспечении безопасности АЭС играет поведенческая категория человека — культура безопасности. В отчете Международной консультативной группы по ядерной безопасности INSAG-3 «Основные принципы безопасности атомных станций» культура безопасности представлена как фундаментальный принцип управления безопасной эксплуатацией АС.

Подготовка специалистов для атомной энергетики имеет ряд особенностей, связанных с высоким технологическим уровнем отрасли, потенциальной опасностью ядерных технологий, значительным временем обучения. Для формирования того или иного мировоззрения (каким и является культура безопасности) требуется достаточно длительный период времени. И чем раньше начнется формирование у молодого человека какого-либо мировоззрения, в данном случае культуры безопасности, тем эффективней это будет происходить. Интеллектуальный труд практически не поддается контролю, поэтому в организациях (в том числе в вузе) воспитание культуры безопасности может базироваться на соответствующей мотивации поведения человека.

Из ряда сформулированных психологами мотивов, определяющих профессиональное поведение человека, для формирования культуры безопасности в вузе можно использовать следующие: познавательный интерес к делу, уважение к собственной профессии, осознание личной ответственности за результат своих действий.

Представленное учебное пособие предназначено для изучения физических и технических основ ядерной энергетики, включая основные сведения из ядерной и нейтронной физики, физические и конструкционные особенности ядерных реакторов различных типов, основные виды ядерного топлива, тепловые схемы АЭС, их основное оборудование, безопасность атомных станций.

Автор не думает, что делать подробные ссылки на оригинальные публикации целесообразно, но считает необходимым отметить, что при написании учебного пособия использованы издания, приведенные в библиографическом списке, многолетний опыт преподавания данного курса в Уральском федеральном университете (Уральском государственном техническом университете) при подготовке специалистов для атомной энергетики, а также чтение лекций в рамках популяризации атомной энергетики для различных категорий слушателей. На предоставленные рисунки, таблицы, численные данные делаются ссылки на оригинальные издания.

В учебном пособии в качестве цветных иллюстраций использованы авторские фотографии Сергея Тена.

Автор выражает благодарность Лукьяненко В. Ю. и Михайловой А. Ф., студенткам кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» УрФУ, за помощь в создании компьютерных графических материалов для иллюстраций и оформлении учебного пособия.

Автор выражает глубокую благодарность за внимание к работе рецензентам книги: заместителю главного инженера Белоярской АЭС Тучкову А. М., а также директору Института ядерной энергетики и технической физики Нижегородского технического университета доценту, кандидату технических наук Хробостову А. Е.

Автор заранее благодарит всех, кто сочтет возможным высказать свое мнение, сделать предложения и замечания по тексту книги в духе товарищеской критики и корпоративной этики.

Автор

Перечень принятых сокращений

АЗ	— аварийная защита
АПЭН	— аварийный питательный электронасос
АР	— автоматический регулятор
АС	— атомная станция
АТЭЦ	— атомная теплоэлектроцентраль
АЭС	— атомная электростанция
АЭУ	— атомная энергетическая установка
БАЗ	— быстрая аварийная защита
ББН	— бак буферный натриевый
БВ	— бассейн выдержки
БелАЭС (БАЭС)	— Белоярская атомная электростанция
БЗТ	— блок защитных труб
БИК	— блок ионизационных камер
БОС	— барабан отработавших сборок
БОУ	— блочная обессоливающая установка
БРОУ	— быстродействующая редукиционно-охлаждающая установка
БСС	— барабан свежих сборок
БЧК	— бак чистого конденсата
БЩУ	— блочный щит управления

ВАО АЭС	— всемирная ассоциация операторов АЭС
ВВЭР	— водо-водяной энергетический реактор
ВВЭР-ТОИ	— ВВЭР типовой оптимизированный и информатизированный
ВМФ	— военно-морской флот
ВПУ	— валоповоротное устройство
ВТО	— воздушный теплообменник
ВЭ	— вывод из эксплуатации
ГИС	— главный инженер станции
ГЦН	— главный циркуляционный насос
ГЦН-1	— главный циркуляционный насос первого контура
ГЦН-2	— главный циркуляционный насос второго контура
ДГ	— дизель-генератор
ДЭС	— дизельная электростанция
ЗКД	— зона контролируемого доступа
ЗПА	— запроектная авария
КВ	— коэффициент воспроизводства
ИБРАЭ	— Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
ИМ	— испарительный модуль
КГО	— контроль герметичности оболочек (ТВЭЛОВ)
КЗ-ЩМ	— костюм защитный для работы со щелочными металлами
КИП	— контрольно-измерительные приборы
КИУМ	— коэффициент использования установленной мощности
КН	— конденсатный насос
КПД	— коэффициент полезного действия
КС	— компенсирующий стержень
КЭН	— конденсатный электронасос
ЛМЗ	— Ленинградский металлический завод
МА	— младшие актиниды (актиноиды)

МАВР	— малогабаритный адсорбер для выведения радионуклидов
МАГАТЭ	— Международное агентство по атомной энергии
МОКС-топливо	— смешанное оксидное топливо
МКУ	— минимальный контролируемый уровень
МП	— механизм перегрузки
НАО	— низкоактивные отходы
НД	— нормативный документ
НРБ	— нормы радиационной безопасности
НТД	— нормативно-техническая документация
ОАО	— открытое акционерное общество
ОИАЭ	— объект использования атомной энергии
ОО	— освобожденные отходы
ОКЖО	— очень короткоживущие отходы
ОНАО	— очень низкоактивные отходы
ОП	— основной пароперегреватель
ОРУ	— открытое распределительное устройство
ОСПОРБ	— основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
ОТВС	— облученная ТВС
ОУОБ	— отчет по углубленной оценке безопасности
ОЯТ	— отработавшее ядерное топливо
ПБЯ	— правила ядерной безопасности
ПВД	— подогреватель высокого давления
ПГ	— парогенератор
ПД	— продукты деления
ПЗ	— проектное землетрясение
ПН АЭ	— правила и нормы в атомной энергетике
ПНД	— подогреватель низкого давления
ПНР	— пусконаладочные работы
ПП	— промежуточный пароперегреватель
ППР	— планово-предупредительный ремонт

Правила АЭУ	— Правила устройства и безопасной эксплуатации АЭУ
ПРК	— пускорезервная котельная
ПТО	— промежуточный теплообменник
ПУБЭ	— Правила устройства и безопасной эксплуатации
ПЭК	— промышленный энергокомплекс
ПЭН	— питательный электронасос
РАО	— радиоактивные отходы
РБ	— радиационная безопасность
РБН	— реактор на быстрых нейтронах
РЗА	— релейная защита и автоматика
РИТЭГ	— радионуклидный термоэлектрический генератор
РК	— регулирующий клапан
РК	— радиационный контроль
РОУ	— редуционно-охлаждающее устройство
РПУ	— резервный пункт управления
РР	— растопочный расширитель
РС	— стержень регулирующий
РУ	— реакторная установка
РЦ	— реакторный цех
РЩУ	— резервный щит управления
САО	— среднеактивные отходы
С. Н.	— собственные нужды
САРХ-ВТО	— дополнительная система аварийного расхолаживания с воздушным теплообменником
СЗЗ	— санитарно-защитная зона
СИЗ	— средства индивидуальной защиты
СМР	— строительно-монтажные работы
СНиП	— строительные нормы и правила
СОГ	— система очистки газа
СОДС	— система обнаружения дефектных сборок
СПП	— сепаратор-пароперегреватель

СУЗ	— система управления и защиты
СЦР	— самоподдерживающаяся цепная реакция
ТВС	— тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	— тепловыделяющий элемент
ТГ	— турбогенератор
ТМ	— тяжелый металл
ТОиР	— техническое обслуживание и ремонт
ТУ	— технические условия
ТЭС	— тепловая электростанция
ФЦП	— федеральная целевая программа
ХФЛ	— холодная фильтр-ловушка
ЦВД	— цилиндр высокого давления
ЦНД	— цилиндр низкого давления
ЦПК	— центральная поворотная колонна
ЦСД	— цилиндр среднего давления
ЦТАИ	— цех тепловой автоматики и измерений
ЦЦР	— цех централизованного ремонта
ЭМН	— электромагнитный насос
ЭО	— эжектор основной
ЭО	— электрообогрев
ЯДМ	— ядерные делящиеся материалы
ЯРБ	— ядерная и радиационная безопасность
ЯТЦ	— ядерный топливный цикл
ЯЭС	— ядерная энергетическая система
ЯЭУ	— ядерная энергетическая установка
AGR	— Advanced Gas Reactor — усовершенствованный газоохлаждаемый реактор
AVR	— Arbeitsgemeinschaft Versuchreactor — высокотемпературный реактор
BWR	— Boiling Water Reactor — кипящий водяной реактор
CANDU	— Canadian Deuterium (moderated) Uranium (fueled) Reactor — канадский урановый реактор с дейтериевым замедлителем

HTGR	— High-Temperature Gas Reactor — высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
LWR	— Light Water Reactor — легководный реактор
PWR	— Pressurized Water Reactor — реактор с водой под давлением
SGHWR	— Steam Generating Heavy Water Reactor — парогенерирующий тяжеловодный реактор
INES	— International Nuclear Event Scale — международная шкала ядерных событий
INSAG	— International Nuclear Safety Advisory Group — международная консультативная группа по ядерной безопасности

Введение

Эксперты в области энергетики ожидают, что в XXI веке резко возрастет спрос на энергию, особенно в развивающихся странах, где сегодня свыше миллиарда человек не имеют доступа к современным энергетическим услугам. Для удовлетворения глобального спроса на энергию потребуется на 75 % увеличить к 2050 году первичное энергоснабжение. Если не будет предпринято шагов по снижению выбросов, то за тот же период связанные с выработкой энергии выбросы CO₂ почти удвоятся.

По оценке межправительственной группы экспертов по изменению климата (МГЭИК), ядерная энергетика обладает самым большим потенциалом по смягчению негативных последствий различных технологий производства электроэнергии при наименьших средних затратах в секторе энергоснабжения [1].

Ядерная энергетика выгодно отличается от других технологий в сфере энергетики в плане «интернализации» всех внешних издержек на этапах от безопасности до захоронения отходов и снятия энергоблоков АЭС с эксплуатации. Интернализация затрат означает то, что затраты во всей этой деятельности в значительной степени уже учтены в цене, которую мы платим за электроэнергию, выработанную на АЭС. Если бы экологические издержки, связанные с использованием ископаемого (органического) топлива, были интернализованы в его цене, то цена, которую мы платим за электроэнергию, произведенную на основе ископаемого топлива, была бы значительно выше [2].

В мире насчитывается 444 энергоблока АЭС общей мощностью около 400 ГВт. Авария на АЭС «Фукусима-дайити» в Японии в марте 2011 года дала основание для беспокойства по поводу ядерной безопасности во всем мире и заставила задуматься о будущем ядерной энергетики. Теперь стало ясно, что в предстоящие десятилетия использование ядерной энергии будет продолжать расти, хотя этот рост будет медленнее, чем предполагалось до аварии. Многие страны, у которых имеются ядерно-энергетические программы, планируют их расширять. Многие новые страны — как развитые, так и развивающиеся — намерены встать на путь развития ядерной энергетики. Некоторые страны, например Германия, планируют отказаться от ядерной энергетики. Последние прогнозы МАГАТЭ говорят об устойчивом росте числа атомных электростанций в мире. Мощность АЭС возрастет к 2030 году на 23 % по низкому прогнозу и на 100 % по высокому прогнозу [3].

Однако современная ядерная энергетика, использующая реакторы на тепловых нейтронах, имеет системные проблемы, к которым относятся непрерывное увеличение количества отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО) (ближнесрочная проблема) и ограниченность топливной базы ввиду низкой эффективности полезного использования природного урана (дальнесрочная проблема). В существующих реакторах на тепловых нейтронах может использоваться только около 1 % урана (включая делящиеся и воспроизводящие изотопы), а в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах до 60 % [4]. Такие реакторы способны преобразовывать ^{238}U в делящийся ^{239}Pu интенсивнее, чем сами поглощают делящийся материал (свойство, называемое «размножением»).

Перспективная крупномасштабная ядерная энергетика должна обладать гарантированной безопасностью, экономической устойчивостью и конкурентоспособностью, отсутствием ограничений по сырьевой базе на длительный период времени, экологической устойчивостью (малоотходностью). Этим условиям могут удовлетворить ядерные энергетические системы (ЯЭС) с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем [5].

Замкнутый ЯТЦ на основе быстрых реакторов позволяет минимизировать объемы РАО и оптимизировать потребление природных ресурсов. Большинство трансурановых элементов могут делиться под воздействием нейтронов быстрого спектра с выделением энергии. Поэтому в высокоактивные отходы перейдет меньшее их количество.

Результаты анализа замыкания ЯТЦ показывают, что системные проблемы действующей ядерной энергетики (непрерывно возрастающее количество ОЯТ и РАО и неэффективное использование природного урана) решаются при формировании ЯЭС, в состав которой входят реакторы на быстрых нейтронах с улучшенными параметрами воспроизводства топлива в сочетании с реакторами ВВЭР при обеспечении переработки, рециклирования и регенерации топлива.

Раздел 1. Физические и технические основы ядерной энергетики

1.1. Состояние и развитие атомной энергетики

26 июня 1954 г. в 17 ч 45 мин в лаборатории «В» в Обнинске была пущена Первая в мире демонстрационная атомная электростанция. Впервые промышленный электрический ток был получен от энергии атомного реактора. Первая в мире АЭС представляла собой электростанцию мощностью 5 МВт на основе реактора с водяным охлаждением и графитовым замедлителем.

Пуск первой в мире атомной электростанции кардинально изменил представление современников о возможности применения ядерной энергии, стал важным шагом на пути к ее использованию на благо человека.

За более чем 60-летний период развития ядерная энергетика как энергетическая отрасль прошла сложный путь развития. В настоящее время ядерная энергетика находит свою устойчивую нишу в то-

пливно-энергетическом балансе нашей страны и всей мировой энергетики.

В 1992 году в соответствии с Указом Президента Российской Федерации (№ 1055 от 07.09.1992 г.) «Об эксплуатирующей организации атомных станций Российской Федерации» был образован «Российский концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» со статусом ФГУП. В 2001 г. по распоряжению Правительства Российской Федерации (№ 1207-р от 08.09.2001 г.) ФГУП концерн «Росэнергоатом» был преобразован в генерирующую компанию путем присоединения к нему действующих и строящихся атомных станций, а также предприятий, оказывающих услуги по эксплуатации, ремонту и научно-технической поддержке.

Являясь эксплуатирующей организацией, АО «Концерн Росэнергоатом» несет всю полноту ответственности за обеспечение ядерной и радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС, а также выполняет функции генерирующей компании по производству электрической и тепловой энергии и ее реализации.

На сегодняшний день в нашей стране эксплуатируется 10 атомных электростанций (в общей сложности 35 энергоблоков суммарной установленной мощностью 27,1 ГВт), которые вырабатывают около 17 % всего производимого электричества. При этом в Европейской части России доля атомной энергетики достигает 30 %, а на Северо-Западе — 37 %. Организационно все АЭС являются филиалами АО «Концерн «Росэнергоатом», который является второй в Европе энергетической компанией по объему атомной генерации, уступая лишь французской EDF, и первой по объему генерации внутри страны.

Так, в 2015 году на атомных станциях концерна «Росэнергоатом» продолжались работы по сооружению 9 новых энергоблоков и 1 плавучего энергоблока. Шесть из них строились по проекту «АЭС-2006», ставшему эволюционным шагом в развитии российской атомной энергетики. При этом Нововоронежская АЭС-2 и Ленинградская АЭС-2 — это первые станции, которые будут построены в России с нуля за последние три десятилетия. В табл. 1.1 приведены данные по АЭС России.

Сегодня Россия — мировой лидер по количеству энергоблоков, сооружаемых за рубежом. В настоящее время Госкорпорация «Росатом» сооружает за границей 29 атомных энергоблоков.

Таблица 1.1

АЭС России

Станция	Блок	Тип реактора	Статус	Установленная мощность, МВт	Дата пуска
Обнинская АЭС (Первая АЭС)	№ 1	АМ	Выведен из эксплуатации	5	26.06.1954
Балаковская АЭС	№ 1	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	28.12.1985
	№ 2	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	08.10.1987
	№ 3	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	25.12.1988
	№ 4	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	11.04.1993
Балтийская АЭС	№ 1	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	
	№ 2	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	
Белоярская АЭС	№ 1	АМБ-100	Выведен из эксплуатации	100	26.04.1964
	№ 2	АМБ-200	Выведен из эксплуатации	200	29.12.1967
	№ 3	БН-600	В эксплуатации	600	08.04.1980
	№ 4	БН-800	В эксплуатации	880	10.12.2015

Продолжение табл. 1.1

Станция	Блок	Тип реактора	Статус	Установленная мощность, МВт	Дата пуска
Билибинская АЭС	№ 1	ЭГП-6	В эксплуатации	12	12.01.1974
	№ 2	ЭГП-6	В эксплуатации	12	30.12.1974
	№ 3	ЭГП-6	В эксплуатации	12	22.12.1975
	№ 4	ЭГП-6	В эксплуатации	12	27.12.1976
Калининская АЭС	№ 1	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	09.05.1984
	№ 2	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	03.12.1986
	№ 3	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	16.12.2004
	№ 4	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	22.11.2011
Кольская АЭС	№ 1	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	29.06.1973
	№ 2	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	08.12.1974
	№ 3	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	24.03.1981
	№ 4	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	11.10.1984

Продолжение табл. 1.1

Станция	Блок	Тип реактора	Статус	Установленная мощность, МВт	Дата пуска
Курская АЭС	№ 1	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	19.12.1976
	№ 2	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	28.01.1979
	№ 3	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	17.10.1983
	№ 4	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	02.12.1985
Ленинградская АЭС	№ 1	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	21.12.1973
	№ 2	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	11.07.1975
	№ 3	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	07.12.1979
	№ 4	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	09.02.1981
Ленинградская АЭС-2	№ 1	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	—
	№ 2	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	—
Нововоронежская АЭС	№ 1	ВВЭР-210	Выведен из эксплуатации	210	30.09.1964
	№ 2	ВВЭР-365	Выведен из эксплуатации	365	27.12.1969
	№ 3	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	27.12.1971
	№ 4	ВВЭР-440	В эксплуатации	440	28.12.1972
	№ 5	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	31.05.1980

Окончание табл. 1.1

Станция	Блок	Тип реактора	Статус	Установленная мощность, МВт	Дата пуска
Нововоронежская АЭС-2	№ 6	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	—
	№ 7	ВВЭР-1200	Сооружается	1200	—
Ростовская АЭС	№ 1	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	30.03.2001
	№ 2	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1000	18.03.2010
	№ 3	ВВЭР-1000	В эксплуатации	1070	27.12.2014
	№ 4	ВВЭР-1000	Сооружается	1070	—
Смоленская АЭС	№ 1	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	09.12.1982
	№ 2	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	31.05.1985
	№ 3	РБМК-1000	В эксплуатации	1000	17.01.1990
Академик Ломоносов	№ 1	КЛТ-40	Сооружается	35	—
	№ 2	КЛТ-40	Сооружается	35	—

Конкурентоспособность российских предложений обусловлена применением современных технологий и новейших разработок российских ученых и конструкторов. Все проекты соответствуют современным международным требованиям и рекомендациям МАГАТЭ. Предлагаемые к сооружению современные реакторные установки являются модернизированными вариантами уже хорошо зарекомендовавших себя реакторов типа ВВЭР (водо-водяной энергетический ре-

актор с водой под давлением). Российские проекты сооружения АЭС относятся к поколению «III+» и оснащены как активными, так и пассивными системами безопасности. Успехи на внешних рынках подтверждают высокую конкурентоспособность российских ядерных технологий: портфель зарубежных заказов Росатома по итогам 2014 года превысил 100 млрд долларов.

Подготовка и вывод из эксплуатации блоков АЭС. Деятельность АО «Концерн Росэнергоатом» по подготовке и выводу блоков АЭС из эксплуатации направлена на исключение потенциальной ядерной и радиационной опасности окончательно остановленного блока АЭС, с приведением занимаемой территории в состояние, пригодное для дальнейшего ограниченного и неограниченного использования, в соответствии с нормами радиационной и экологической безопасности, с учетом оптимизации процесса управления подготовкой к выводу и выводу из эксплуатации блоков АС.

Вывод из эксплуатации (ВЭ) — завершающий этап жизненного цикла блока АЭС сравним по сложности и продолжительности с таким этапом, как эксплуатация. Но в отличие от эксплуатации это затратный этап жизненного цикла, который в силу своих особенностей оказывает существенное влияние на суммарные показатели эффективности объекта.

Вывод из эксплуатации блока АС — деятельность, осуществляемая после удаления ядерного топлива и ядерных материалов с блока АС, направленная на достижение заданного конечного состояния блока АС и исключающая использование блока в качестве источника энергии.

Судовая ядерная энергетика начала развиваться практически одновременно с появлением атомных электростанций. Побудительными стимулами для ее развития явились новые, весьма важные потребительские качества, которые в принципе может обеспечить только ядерная энергетика, а именно: возможность практически неограниченного увеличения мощности судового движителя; обеспечение любого потребного энергозапаса в реакторе; повышенная автономность эксплуатации судна с ядерной энергетической установкой (ЯЭУ) по сравнению с судами на органическом топливе и практически неограниченная дальность плавания.

Эти качества имеют важное значение не только для коммерческих судов, но и для кораблей Военно-морского флота. Первая в мире атомная подводная лодка была создана в США. Несмотря на то, что рабо-

ты по созданию ЯЭУ к началу 1950-х гг. находились еще в стадии эксперимента, в 1951 г. конгресс США принял решение о строительстве первой атомной подводной лодки (АПЛ) «Наутилус»¹, закладка которой состоялась 14 июня 1952 г., а первый выход в море состоялся 17 января 1955 г. Результаты, полученные в ходе испытаний, подтвердили высокие возможности, заложенные конструкторами в проект принципиально новой энергетической установки — ядерного реактора. Поэтому правительство США взяло курс на перевод в перспективе всего подводного флота на ЯЭУ, отказавшись с 1957 г. от строительства дизельных подводных лодок. 3 августа 1958 года «Наутилус» впервые в мире достиг Северного полюса под водой. Задача была выполнена в 23 часа 15 минут, когда командир лодки Уильям Андерсон объявил 116 членам экипажа, что они находятся на полюсе Земли.

Однако до конца 1950-х годов атомные подводные лодки строились небольшими сериями. На них определялся оптимальный вариант вооружения и энергетической установки для последующих больших серий. С этой целью почти каждая подводная лодка выпускалась с новым типом реактора. Всего в 1950-е годы промышленность США построила девять атомных подводных лодок, из них семь — с торпедным вооружением, одну подводную лодку радиолокационного дозора и одну — подводную лодку, оснащенную ракетами «Регулус». Решение о создании в СССР атомного флота было принято правительством осенью 1952 г. 24 сентября 1955 г. состоялась закладка первой в СССР атомной подводной лодки проекта 627, ознаменовавшего начало эпохи строительства отечественного атомного подводного флота. Проектирование шло под научным руководством академиков И. В. Курчатова и А. П. Александрова.

Первая в СССР атомная подводная лодка была спущена на воду 9 августа 1957 г., а 17 января 1959 г. она уже была передана в состав ВМФ.

После завершения опытной эксплуатации корабля, установки дополнительного оборудования руководство ВМФ решило, что АПЛ готова к походу на Северный полюс. 17 июля 1962 г. в 6 часов 59 минут корабль достиг купола планеты. По возвращении на базу лодке было присвоено имя «Ленинский комсомол», а весь личный состав корабля награжден орденами и медалями. В 1991 г. первая советская

¹ Подводная лодка находилась в боевом составе до 1972 г. В 1972–1974 гг. она прошла модернизацию и использовалась в качестве опытной ПЛ. С 1982 г. поставлена в гавани Гротона (штат Коннектикут), на борту ПЛ оборудован музей подводных сил.

атомная подводная лодка была выведена из состава действующих кораблей ВМФ.

20 ноября 1953 г. Совет Министров СССР принял Постановление № 2840—1203 о разработке мощного арктического ледокола с ядерной энергетической установкой. Ледокол предназначался для проводки в ледовых условиях Арктики по высокоширотным трассам и по Северному морскому пути транспортных судов, а также для экспедиционного плавания в Арктике. Постановлению предшествовало обращение в правительство академиков А. П. Александрова и И. В. Курчатова совместно с руководителями ряда отраслей промышленности и морского флота. В обращении указывалось, что появление мощного атомного ледокола в Арктике позволит более эффективно использовать Северный морской путь как важнейшую транспортную магистраль страны и одновременно станет убедительной демонстрацией серьезности намерений и планов СССР по использованию атомной энергии в мирных целях.

Строительство атомного ледокола было поручено Ленинградскому Адмиралтейскому заводу. Основные параметры атомного ледокола были следующие: водоизмещение — 16000 т (фактически — 17810 т), наибольшая длина — 134 м, ширина — 27,6 м, осадка — 9,2 м, максимальная скорость на чистой воде — 19,5 узла, автономность плавания — 1 год. Мощность главных гребных двигателей — 44000 л.с. Использование электродвижения позволяло улучшить маневренность ледокола, что важно для форсирования тяжелых льдов, движения в составе караванов и обколки проводимых судов во льдах. Для обеспечения надежности движения судна предусматривалось повышенное резервирование систем и оборудования энергосиловой установки: три реактора, четыре главных турбогенератора, две электростанции с пятью вспомогательными турбогенераторами и резервным дизель-генератором.

Атомный ледокол «Ленин» был заложен на верфи Ленинградского Адмиралтейского завода 27 июля 1956 г., а уже 5 декабря 1957 года был спущен на воду. Постройка ледокола была завершена 12 сентября 1959 г., а 5 декабря 1959 г. ледокол был передан в опытную эксплуатацию Мурманскому морскому пароходству. Ледокол стал первым в мире надводным судном с ядерной энергетической установкой, причем по мощности он не имел равных среди ледоколов мира.

На начальном этапе развития судовой ядерной энергетики в ряде стран были построены суда разных типов: в СССР — атомный ледо-

кол «Ленин» (1959 г.), в США — торговое судно «Саванна» (1960 г.), в Германии — рудовоз «Отто Ганн» (1968 г.), а в Японии — экспериментальное грузопассажирское судно «Муцу» (1972 г.).

В дальнейшем только в СССР строительство судов с ЯЭУ получило коммерческое продолжение и развитие. В результате в нашей стране был создан целый флот судов с ЯЭУ сугубо гражданского назначения с двух- и однореакторными ЯЭУ.

В настоящее время эксплуатируются два атомных ледокола с двухреакторной ядерной энергетической установкой мощностью 75 тысяч лошадиных сил. Это атомоходы «Ямал» (1992), «50 лет Победы» (2007); два ледокола — «Таймыр» (1988) и «Вайгач» (1990) — с однореакторной установкой мощностью 40 тыс. л. с., атомный лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть» (1988) с реакторной установкой аналогичной мощности. В состав флота атомного технологического обслуживания входят две плавучих технических базы — «Имандра» и «Лотта», спецтанкер «Серебрянка» для жидких радиоактивных отходов, судно дозиметрического контроля «Роста-1».

В 1989 атомный ледокол «Ленин» был выведен из эксплуатации и поставлен на вечную стоянку в Мурманске. Сейчас на ледоколе действует музей. Также выведены из эксплуатации ледоколы «Сибирь», «Арктика», «Советский Союз» и «Россия».

Планируется строительство атомных ледоколов двухуровневой осадки для обеспечения навигации по Северному морскому пути. В настоящее время началось строительство первых таких ледоколов. Выполненный в петербургском ЦКБ «Айсберг» проект универсального атомного ледокола нового поколения подтвердил эффективность и обоснованность строительства двухосадочного ледокола. Разработчиком реакторной установки для атомного ледокола нового поколения выступает «ОКБМ Африкантов». Важным преимуществом универсального ледокола нового поколения по сравнению с предыдущими поколениями атомных ледоколов станет возможность работы как в открытом океане, так и в устьях рек, благодаря двухосадочной конструкции судна.

Обеспечением эксплуатации и технологического обслуживания атомных ледоколов и судов вспомогательного флота занимается Федеральное государственное унитарное предприятие «Атомфлот», которое в 2008 г. вошло в состав Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на основании Указа Президента Российской Федерации «О мерах по созданию Государственной корпорации по атомной

энергии «Росатом» (№ 369 от 20 марта 2008 г.). С 28 августа 2008 года ему переданы суда с ядерной энергетической установкой и суда атомного технологического обслуживания. Теперь на базе предприятия действует единый ледокольно-технологический комплекс гражданского атомного флота Российской Федерации, входящий в структуру ОАО «Атомэнергопром».

Основными направлениями деятельности «Атомфлота» являются ледокольное обеспечение проводки судов по трассам Северного морского пути (СМП), перевозки контейнерных грузов на лихтеровозе «Севморпуть», обеспечение экспедиционных, научно-исследовательских работ по изучению гидрометеорологического режима морей и минерально-сырьевых ресурсов арктического шельфа, прилегающего к северному побережью РФ, обеспечение аварийно-спасательных операций во льдах, туристические круизы на Северный полюс, техническое обслуживание и ремонтные работы общесудового и специального назначения для атомного флота, безопасное обращение с ядерными материалами и радиоактивными отходами.

1.2. Основные сведения из ядерной и нейтронной физики

В 1905 г. Альберт Эйнштейн в своей специальной теории относительности получил соотношение между массой m и энергией E покоящегося тела:

$$E = mc^2, \quad (1.1)$$

где c — скорость света. Это соотношение показывает, что даже очень малые количества вещества обладают огромной энергией. Так, 1 кг вещества эквивалентен энергии $9 \cdot 10^{16}$ Дж, или $25 \cdot 10^3$ ГВт·ч (годовое производство электроэнергии в России составило в 2015 г. 1049,9 млрд кВт·ч).

Закон Эйнштейна носит всеобщий характер: при любой реакции с выделением энергии уменьшается масса и, наоборот, в реакции с поглощением энергии масса продуктов, получающихся в результате реакции, возрастает. Если рассмотреть химические реакции с выделением энергии, например сгорание углерода, то количество выделившейся энергии относительно невелико. Это связано с тем, что при химиче-

ских реакциях получившееся вещество состоит только из тех атомов, которые были введены в реакцию, и изменение массы крайне мало. Для того чтобы увеличить выход энергии, необходимо осуществить реакции с изменением самих атомов.

Рассмотрим модель строения атома (рис. 1.1). Диаметр атома составляет около 10^{-10} м. В центре атома находится ядро диаметром порядка 10^{-14} м, в котором сосредоточена основная масса атома.

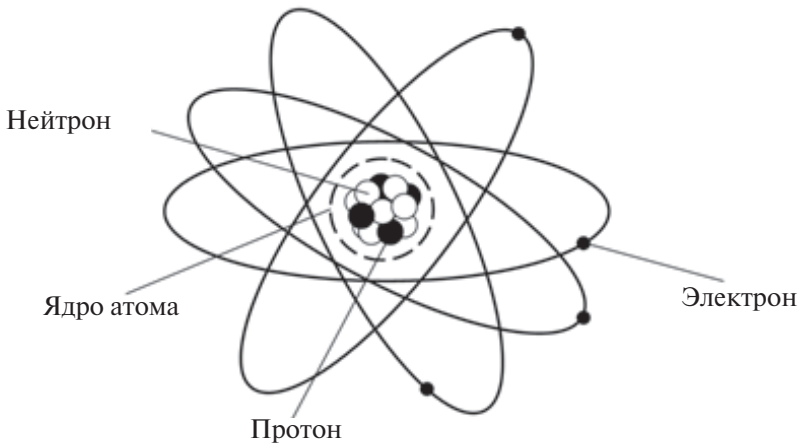


Рис. 1.1. Модель строения атома

Ядро состоит из Z протонов и N нейтронов. Нейтрон — это электрически нейтральная частица. Масса нейтрона ($m_n = 1,008665$ а. е. м.), так же как и масса протона ($m_p = 1,007276$ а. е. м.), мало отличается от атомной единицы массы¹. Полное число частиц $A = N + Z$ называется массовым числом. Все частицы, из которых состоит ядро (протоны и нейтроны), называются нуклонами (от латинского *nucleous* — ядро).

Вокруг ядра атома на большом расстоянии (по сравнению с размерами ядра) вращаются электроны, несущие отрицательный электрический заряд. Масса и размер электронов ($m_e = 5,4858 \cdot 10^{-4}$ а. е. м.) значительно меньше, чем ядра. Вращаясь вокруг ядра, электроны образуют электронную оболочку атома. Масса внешнего электронного облака составляет около $1/2000$ полной массы атома.

¹ За атомную единицу массы принята $1/12$ часть массы изотопа углерода ^{12}C ; краткое название — а. е. м. $1 \text{ а. е. м.} = 1,66 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$.

Атом с определенным массовым числом, порядковым номером и ядром в основном или метастабильном¹ энергетическом состоянии называют нуклидом. Нуклид с ядром в основном состоянии обозначается ${}_Z^AX$, где X — символ соответствующего химического элемента, Z — число протонов в ядре (зарядовое число); A — массовое число; $A - Z = N$ — число нейтронов в ядре.

Химические свойства атома связаны с зарядовым числом Z , равным порядковому номеру в периодической таблице Менделеева, и не зависят от массового числа. Вследствие этого нуклиды с одинаковыми порядковыми числами, но разными массовыми числами имеют одни и те же химические свойства.

В 1911 г. было известно примерно сорок элементов с различными радиоактивными свойствами, однако в Периодической системе имелось лишь двенадцать мест, которые могли бы им соответствовать. Было ясно, что если периодическая классификация не нарушается в области больших атомных весов, то несколько радиоактивных элементов должны занимать одно и то же место. Доказательства возможности этого были получены несколькими исследователями, включая Мак-Коя и Болтвуда (США), Марквальда (Германия) и Содди (Великобритания). Выяснилось, что некоторые группы элементов, имеющих совершенно различные радиоактивные свойства, не могут быть разделены доступными химическими средствами.

Английский физик Ф. Содди в 1913 г. предложил называть такие элементы, занимающие одно и то же место в Периодической системе, **изотопами**². Следовательно, известные в то время радий А, радий С', радий F, актиний А, актиний С', торий А и торий С' с порядковым номером 84 являлись изотопами элемента полония, от которого их нельзя отделить химическим путем [6].

Ядра большинства природных атомов являются очень устойчивыми системами. Нуклоны (нейтроны и протоны) удерживаются в ядре чрезвычайно большими ядерными силами притяжения, во много раз превышающими силы электрического отталкивания протонов. Ядерные силы являются самыми сильными из всех известных взаимодействий в природе.

¹ **Метастабильное состояние** — это состояние у атома, атомного ядра с повышенной энергией (возбужденное состояние), которые обладают относительной устойчивостью и могут существовать длительное время

² **Изотоп** — от греческого «изо» (тот же самый) и «топос» (место)

Ядерные силы притяжения действуют между любыми двумя нуклонами на расстоянии между центрами частиц около $2 \cdot 10^{-15}$ м и резко спадают при увеличении расстояния; при расстояниях более $3 \cdot 10^{-15}$ м они равны нулю. Очень маленький радиус действия ядерных сил означает, что внутри ядра, содержащего несколько нуклонов, каждый из них может взаимодействовать только с ближайшими к нему нуклонами.

Поскольку в настоящее время нет достаточно ясного представления о природе ядерных сил, при моделировании ядерных процессов делаются некоторые упрощающие предположения. Используется несколько моделей ядра, каждую из которых с успехом можно использовать при рассмотрении ограниченного круга ядерных процессов.

Одной из них является **капельная модель ядра**, построенная на том, что энергия связи и объемы атомных ядер приблизительно пропорциональны числу входящих в состав ядра нуклонов. Это показывает, что ядерные силы являются силами насыщения и поэтому поведение ядра можно сравнить с поведением капли жидкости. Капля имеет сферическую форму, так как поверхностные молекулы односторонне связаны с внутренними, вследствие чего возникают силы поверхностного натяжения. Молекулы движутся хаотически, часто сталкиваются. Плотность капли не зависит от ее размеров. Такими же свойствами обладает и ядро, в котором молекулы и межмолекулярные силы заменены нуклонами и ядерными силами. Нуклоны по капельной модели колеблются, подобно молекулам в капле, испытывая многочисленные столкновения. Ядерная капля предохраняется от растекания поверхностными силами натяжения. Многочисленные столкновения или внесенная энергия возбуждения могут привести к тому, что какой-нибудь из нуклонов получит энергию, достаточную для преодоления ядерных сил, и вылетит из ядра, подобно молекуле жидкости при испарении. Молекула может покинуть каплю после того, как она получит от других молекул кинетическую энергию, достаточную для преодоления поверхностных сил. Когда заряженная частица, например протон или α -частица¹, находится на расстоянии, превышающем радиус действия ядерных сил, ядро действует на нее как положительно заряженная капля (отталкивает). Если энергия возбуждения по каким-нибудь причинам не сконцентрируется на частице или если она меньше энергии связи частицы в ядре, то переход возбужденного

¹ **Альфа-частица** представляет собой ядро атома гелия, которое состоит из двух протонов и двух нейтронов, прочно связанных между собой ядерными силами.

ядра в основное состояние сопровождается испусканием одного или нескольких гамма-квантов.

Как было отмечено выше, протоны и нейтроны прочно связаны между собой в ядре ядерными силами, и чтобы разделить ядро на составляющие его нуклоны, необходимо затратить значительную энергию, которая называется **энергией связи ядра**.

За единицу энергии в ядерной физике принимается 1 эВ, равный энергии, которую приобретает 1 электрон (его заряд $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл) при прохождении точек электрического поля, разность потенциалов между которыми равна 1 В. Работа, совершаемая в этом поле над зарядом, равным 1 Кл, равна 1 Дж; тогда $1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$, или $1 \text{ Дж} = 6,25 \cdot 10^{18} \text{ эВ}$. При рассмотрении ядерных реакций, в которых участвуют ядерные силы, существенно превышающие атомные взаимодействия, удобнее выражать энергию в мегаэлектронвольтах — МэВ ($1 \text{ МэВ} = 10^6 \text{ эВ}$)

По формуле Эйнштейна (1.1) определим энергию, эквивалентную массе, равной 1 а.е.м.:

$$E = mc^2 = 1,66 \cdot 10^{-27} \cdot (3 \cdot 10^8)^2 = 1,49 \cdot 10^{-10} \text{ Дж} = 931 \text{ МэВ}. \quad (1.2)$$

Соответственно, чтобы соединить свободные нейтроны и протоны в ядро, необходимо затратить такую же энергию. При этом для всех стабильных ядер масса ядра меньше суммы масс составляющих его нуклонов, взятых по отдельности. Эта разница масс называется дефектом массы и определяется следующим соотношением:

$$\Delta M = Z \cdot m_p + N \cdot m_n - {}^A_Z M, \quad (1.3)$$

где m_p и m_n — масса свободного протона и нейтрона соответственно; ${}^A_Z M$ — масса ядра¹.

Согласно специальной теории относительности Эйнштейна дефект массы представляет собой массу, эквивалентную энергии, затраченной ядерными силами и, чтобы собрать все нуклоны вместе при образовании ядра, — энергии связи ядра:

$$E_{\text{св}} = (Z \cdot m_p + N \cdot m_n - {}^A_Z M) \cdot c^2. \quad (1.4)$$

Учитывая, что энергия, соответствующая 1 а.е.м. (1.2), равна 931 МэВ, получаем выражение для энергии связи, МэВ:

¹ Стандартная масса, которая обычно приводится для изотопа, — это масса нейтрального атома. Для определения массы ядра нужно из массы атома вычесть сумму масс всех электронов.

$$E_{\text{св}} = 931 \cdot \Delta M, \quad (1.5)$$

$$\varepsilon = \frac{E_{\text{с}}}{A} \quad (1.6)$$

Средняя энергия связи на нуклон (см. выражение (1.6)) изменяется от ядра к ядру (рис. 1.2).

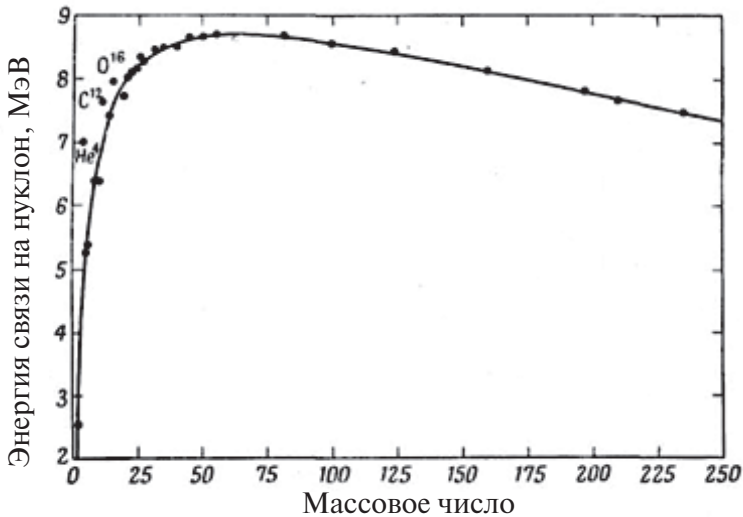


Рис. 1.2. Энергия связи на нуклон как функция массового числа для стабильных изотопов

Наименьшее значение $\varepsilon = 1,1$ МэВ у дейтерия, максимальное значение $\varepsilon = 8,7$ МэВ достигает у ядер с $A \approx 69$, а затем снова уменьшается до 7,5 МэВ у урана-238. Ядра, содержащие 2, 8, 14, 28, 50, 82 протона или 2, 8, 14, 28, 50, 82, 126 нейтронов, называются магическими ядрами. Они имеют большую ε по сравнению с соседними ядрами. В легких магических ядрах число протонов Z равно числу нейтронов N . Это говорит о том, что ядерные силы между нейтроном и протоном мощнее, чем между нейтроном и нейтроном, протоном и протоном.

Поверхностные нуклоны ядра окружены не со всех сторон другими нуклонами, поэтому они связаны слабее внутренних. По мере роста числа A уменьшается доля поверхностных нуклонов и средняя энергия связи на нуклон сначала увеличивается. В ядрах с $A > 60$ на энергию связи нуклонов начинает влиять кулоновское отталкивание протонов. Кулоновские силы имеют радиус действия порядка атомных размеров, следовательно, каждый протон взаимодействует со всеми

другими протонами ядра. Для сохранения устойчивости тяжелые ядра содержат большее число нейтронов, чем протонов. Однако дополнительные силы притяжения нуклон-нуклон только частично компенсируют отталкивание протонов, поэтому средняя энергия связи нуклона ϵ для $A > 60$ уменьшается. Ядра с $A > 230$ становятся неустойчивыми.

Ядра, имеющие избыток или недостаток нейтронов, нестабильны. Они стремятся самопроизвольно изменить свой состав и превратиться в устойчивые ядра. При таком превращении ядра испускают заряженные частицы (α -, β -частицы), фотоны или делятся на два других ядра.

Процесс самопроизвольного превращения одних нуклидов в другие называется **радиоактивностью**, или **радиоактивным распадом**, а нестабильные нуклиды — радионуклидами (радиоактивными изотопами). Вещества, в состав которых входят радионуклиды, называются радиоактивными. Радиоактивные изотопы подразделяются на естественные, встречающиеся в природе, и искусственные, получаемые в ядерных реакциях. Закономерности радиоактивного распада для них одинаковы.

Закон радиоактивного распада. Отношение числа распадов ядер данного нуклида в единицу времени к общему числу ядер этого нуклида в образце является постоянной величиной и зависит только от вида радиоактивного нуклида. Эту постоянную величину называют **постоянной радиоактивного распада** (постоянной распада) данного нуклида и обозначают λ , с^{-1} .

Предположим, что в радиоактивном веществе в момент времени t имелось $N(t)$ радиоактивных ядер. За интервал времени dt распалось dN ядер. Тогда доля ядер в образце, распавшихся за время dt :

$$dN / N = -\lambda dt. \quad (1.7)$$

Знак минус показывает уменьшение числа ядер вследствие радиоактивного распада. Проинтегрировав выражение (1.7), получим:

$$N(t) = N_0 \cdot \exp(-\lambda t), \quad (1.8)$$

где N_0 — число радиоактивных ядер или атомов в образце в некоторый момент времени, принятый за начало отсчета, т. е. при $t = 0$. Из выражения (1.8) следует, что число еще не распавшихся ядер уменьшается экспоненциально со временем (см. рис. 1.3). Уравнение (1.8) называют законом радиоактивного распада. Физический смысл этого закона заключается в том, что существует некоторая вероятность (равная постоянной λ) того, что любое ядро в образце распадется за 1 с.

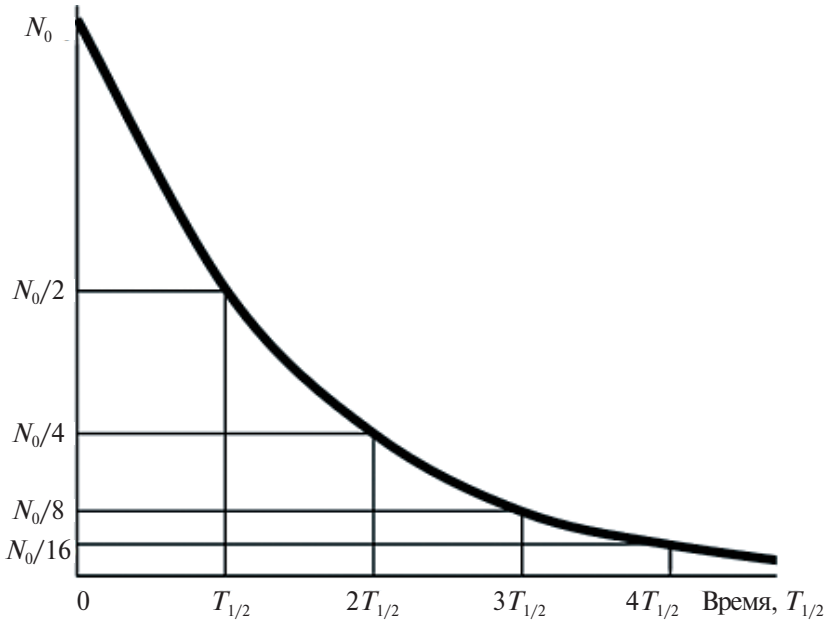


Рис. 1.3. Зависимость числа нераспавшихся ядер в радиоактивном веществе от времени ($T_{1/2}$ — период полураспада)

На практике широко используется временная характеристика радиоактивного распада — период полураспада $T_{1/2}$, равный промежутку времени, в течение которого число радиоактивных ядер в радиоактивном веществе уменьшается в два раза. По прошествии одного периода полураспада $T_{1/2}$ число нераспавшихся ядер равно $N(T_{1/2}) = N_0 \cdot (1/2)$. Подставив $T_{1/2}$ и $N(T_{1/2})$ в выражение (1.8), можно найти связь между $T_{1/2}$ и λ :

$$\left(\frac{1}{2}\right) \cdot N_0 = N_0 \cdot \exp(-\lambda T_{1/2}). \quad (1.9)$$

Отсюда следует:

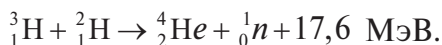
$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = \tau \ln 2 = 0,693\tau. \quad (1.10)$$

Несмотря на то, что все радионуклиды нестабильны, одни из них распадаются быстро, другие медленно. Радиоактивный распад не может быть остановлен или ускорен каким-либо способом, т. е. период полураспада — величина строго постоянная для каждого радионуклида. Численные значения периода полураспада для различных радионукли-

дов могут иметь значения от долей секунды до нескольких миллиардов лет, причем из одного и того же элемента могут быть радиоизотопы с различными периодами полураспада.

Различные радиоактивные изотопы при одной и той же массе обладают различной радиоактивностью, т. е. распад их происходит с различной скоростью, поэтому радиоактивное вещество принято оценивать его активностью, под которой понимают число распадов в единицу времени в радиоактивном образце. За единицу активности в СИ, которая называется **беккерель (Бк)**¹, принимается один распад в секунду, Внесистемной единицей активности является **кюри (Ки)**². Кюри — это активность радионуклида, при которой в 1 с происходит $3,7 \cdot 10^{10}$ актов распада. Такое число распадов в 1 с дает 1 г ^{226}Ra . $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

Дефект массы присущ каждому элементу. Если соединить ядра таких двух элементов, чтобы у образовавшегося нового элемента дефект массы был больше суммарного дефекта масс исходных элементов, то при этом соединении выделится энергия, пропорциональная изменению дефекта массы. Например, если осуществить реакцию соединения ядер дейтерия и трития (см. табл. 1.2), в результате чего получится гелий, то при этом должна выделиться энергия, так как дефект массы у гелия больше, чем суммарный дефект массы трития и дейтерия:



Дефект массы возрастает, что означает выход энергии, если к любому элементу присоединить нейтрон. Так, с добавлением нейтрона дейтерий преобразуется в тритий с большим дефектом массы.

Для того чтобы сблизиться на расстояние, достаточное для вступления в реакцию, ядра должны обладать значительной кинетической энергией, так как сближению одноименно заряженных ядер препятствуют электростатические силы отталкивания. Для преодоления этих сил ядра нужно разогнать до скорости 500...800 км/с, что соответствует температуре 10^7 градусов. Такие реакции синтеза легких ядер получили название **термоядерных реакций**.

¹ **Антуан Анри Беккерель** (1852...1908) — французский физик, лауреат Нобелевской премии, открыл радиоактивность солей урана, один из основоположников учения о радиоактивности.

² Названа в честь французских ученых, лауреатов Нобелевской премии супругов **Пьера Кюри** (1859—1906) и **Марии Склодовской-Кюри** (1867—1934), открывших новые радиоактивные элементы — полоний и радий, основоположников учения о радиоактивности.

Таблица 1.2

Дефект массы некоторых химических элементов [7]

Элемент	Число нейтронов N	Число протонов Z	Массовое число A	Дефект массы, а. е. м.
Дейтерий	1	1	2	0,0024
Тритий	2	1	3	0,009
Гелий	2	2	4	0,03
Молибден	54	42	96	0,88
Лантан	82	57	139	1,23
Уран	143	92	235	1,91

Термоядерные реакции происходят в недрах Солнца, где температура составляет примерно 13 млн градусов. Человеком термоядерная реакция была осуществлена впервые 1 ноября 1952 г.¹ при взрыве водородной бомбы. При этом необходимая для термоядерной реакции высокая температура была получена за счет взрыва атомной бомбы, которая служила как бы «поджигателем» для смеси легких элементов.

В мире ведутся работы по освоению управляемой термоядерной реакцией. Сегодня существуют два перспективных проекта термоядерных реакторов: токамак (**т**ороидальная **к**амера с **м**агнитными **к**атушками) и стелларатор. В обеих установках плазма удерживается магнитным полем, однако в токамаке она имеет форму тороидального шнура, по которому пропускается электрический ток, тогда как в стеллараторе магнитное поле наводится внешними катушками.

Значительный объем исследований в области управляемого термоядерного синтеза сделал возможным создание проекта ИТЭР (ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor — Международный термоядерный экспериментальный реактор) — проекта термоядерного реактора, позволяющего продемонстрировать и исследовать термоядерные технологии для их дальнейшего использования в мирных и коммерческих целях. Сейчас основными учредителями ИТЭР являются Евросоюз, Индия, Китай, Южная Корея, Россия, США и Япония. В проекте прямо или косвенно заняты около 35 стран, составляющие более половины населения земного шара. По квоте России

¹ Взорванное в США устройство представляло собой огромное нетранспортабельное сооружение размером с 2-этажный дом. Первый в мире водородный заряд, готовый к применению в виде бомбы, испытали в СССР 12 августа 1953 года.

с 1994 года в проекте ИТЭР участвует и Казахстан. Ученые планируют уже в 2020 году начать эксперименты на ИТЭР.

В 2005 году было принято решение о строительстве реактора на юге Франции, в 60 километрах от Марсея, в исследовательском центре Карадаш. Комплекс занимает общую площадь около 180 гектаров. На ней размещены установки реактора, системы энергообеспечения, газохранилище, водонасосная станция, градирня, административные и другие здания. В 2007 году началось строительство комплекса и закладка фундамента, а совсем недавно, 19 марта 2014 года, произведена заливка бетона для установки для получения трития.

В основе работы реактора ИТЭР лежит термоядерная реакция слияния изотопов водорода дейтерия и трития с образованием гелия с энергией 3,5 МэВ и высокоэнергетического нейтрона (14,1 МэВ). Для этого дейтерий-тритиевая смесь должна быть нагрета до температуры более 100 млн °С, что в пять раз больше температуры Солнца. При этом смесь превращается в плазму из положительно заряженных ядер водорода и электронов. В такой разогретой плазме энергии дейтерия и трития достаточно, чтобы начались термоядерные реакции слияния с образованием гелия и нейтрона.

Энергия деления. Если гипотетически соединить молибден с лантаном (см. табл. 1.2), то получится элемент с массовым числом 235. Это уран-235. В такой реакции результирующий дефект массы не возрастает, а уменьшается, следовательно, для осуществления такой реакции следует затратить энергию. Из этого можно сделать вывод, что если осуществить реакцию деления ядра урана на молибден и лантан, то дефект массы при такой реакции увеличивается, а значит, реакция пойдет с выделением энергии.

После открытия английским ученым Джеймсом Чедвиком нейтрона в феврале 1932 года стало ясно, что новая частица может служить идеальным инструментом для осуществления ядерных реакций, поскольку в этом случае не будет электростатического отталкивания, препятствующего приближению частицы к ядру. Следовательно, даже нейтроны с очень низкой энергией смогут легко взаимодействовать с любым ядром.

В научных лабораториях было поставлено множество экспериментов по облучению нейтронами ядер разных элементов, в том числе урана. Считалось, что добавление нейтронов к ядру урана позволит получить так называемые трансурановые элементы, отсутствующие

в природе¹. Однако в результате радиохимического анализа облученного нейтронами урана элементы с номеров выше 92 не обнаруживались, зато было отмечено появление радиоактивного бария (заряд ядра 56). Немецкие химики Отто Ган (1879–1968) и Фридрих Вильгельм Штрассман (1902–1980) несколько раз перепроверили результаты и чистоту исходного урана, поскольку появление бария могло свидетельствовать только о распаде урана на две части. Многие полагали, что такое невозможно.

Сообщая о своей работе в первых числах января 1939 г., О. Ган и Ф. Штрассман писали: «Мы пришли к следующему выводу: наши изотопы радия обладают свойствами бария... И следует заключить, что мы имеем здесь дело не с радием, а с барием». Однако вследствие неожиданности такого результата они не решились сделать окончательные выводы. «Как химики, — писали они, — мы должны заменить символы Ra, Ac и Th в нашей схеме ... на Ba, La и Ce, хотя как химики, работающие в области ядерной физики и тесно с ней связанные, мы не можем решиться на этот шаг, противоречащий предыдущим экспериментам» [6].

Австрийский радиохимик Лиза Мейтнер (1878–1968) и ее племянник Отто Роберт Фриш (1904–1979) обосновали возможность расщепления ядер урана с физической точки зрения сразу же после проведения Ганом и Штрассманом решающего опыта в декабре 1938 года. Мейтнер указала, что при расщеплении ядра урана образуются два более легких ядра, испускаются два-три нейтрона и выделяется огромная энергия.

Нейтронные реакции имеют особое значение для ядерных реакторов. В отличие от заряженных частиц нейтрону не требуется значительной энергии, чтобы проникнуть внутрь ядра. Рассмотрим некоторые типы взаимодействия нейтронов с веществом (нейтронные реакции), которые имеют важное практическое значение:

- *упругое рассеяние* ${}_Z^AX(n,n){}_Z^AX$. При упругом рассеянии происходит перераспределение кинетической энергии: нейтрон

¹ Занимаясь исследованиями ядерных реакций под действием нейтронов, Энрико Ферми и его сотрудники сообщили в 1934 г., что при бомбардировке урана медленными нейтронами наблюдаются четыре различных бета-активности с разными периодами полураспада. Одна из них, по всей вероятности, связана с изотопом урана-239, не встречающимся в природе. Таким образом, можно было прийти к выводу, что наблюдаемые активности связаны с рядом неустойчивых элементов с атомными номерами 93, 94 и, возможно, более высокими. Эти элементы были названы **трансурановыми элементами**.

отдает часть своей кинетической энергии ядру, кинетическая энергия ядра увеличивается после рассеяния именно на величину этой отдачи, а потенциальная энергия ядра (энергия связи нуклонов) остается прежней. Энергетическое состояние и структура ядра до и после рассеяния остаются неизменными. Упругое рассеяние в большей степени свойственно легким ядрам (с атомной массой менее 20 а. е. м.) при взаимодействии их с нейтронами сравнительно небольших кинетических (менее 0,1 МэВ) энергий (замедление нейтронов деления в замедлителе в активной зоне и в биологической защите, отражение в отражателе);

- *неупругое рассеяние* ${}_Z^AX(n, n'\gamma){}_Z^AX$. При неупругом рассеянии сумма кинетических энергий ядра и нейтрона после рассеяния оказывается *меньше*, чем до рассеяния. Разница сумм кинетических энергий затрачивается на изменение внутренней структуры исходного ядра, что равноценно переходу ядра в новое квантовое состояние, в котором всегда имеет место избыток энергии сверх уровня устойчивости, который «сбрасывается» ядром в виде испускаемого гамма-кванта. В *результате* неупругого рассеяния кинетическая энергия системы ядро-нейтрон становится меньше на энергию γ -квантов. Неупругое рассеяние — пороговая реакция, происходит только в быстрой области и преимущественно на тяжелых ядрах (замедление нейтронов деления в активной зоне, конструкционных материалах, биологической защите);
- *радиационный захват* ${}_Z^AX(n, \gamma){}_Z^AY$. В этой реакции получается новый изотоп элемента, а энергия возбужденного составного ядра высвобождается в виде γ -квантов. Легкие ядра обычно переходят в основное состояние, излучая один γ -квант. Для тяжелых ядер характерен каскадный переход через многие промежуточные возбужденные уровни с излучением нескольких γ -квантов различных энергий;
- *испускание заряженных частиц* ${}_Z^AX(n, p){}_{Z_1}^AY$; ${}_Z^AX(n, \alpha){}_{Z_1}^AY$. В результате первой реакции образуется *изобара* исходного ядра, поскольку протон уносит один элементарный заряд, а масса ядра практически не меняется (нейтрон привнесен, а протон — унесен). Во втором случае реакция завершается испусканием воз-

бужденным составным ядром α -частицы (лишенного электронной оболочки ядра атома гелия ${}^4\text{He}$);

- *деление* ${}_Z^AX (n, \text{несколько } n \text{ и } \gamma)$ — осколки деления. Основная реакция, в результате которой освобождается энергия, получаемая в ядерных реакторах, и поддерживается цепная реакция. Реакция деления происходит при бомбардировке ядер некоторых тяжелых элементов нейтронами, которые, не обладая даже большой кинетической энергией, вызывают деление этих ядер на два осколка с одновременным освобождением нескольких (обычно 2–3) нейтронов. К делению склонны лишь некоторые четно-нечетные ядра тяжелых элементов (например, ${}^{233}\text{U}$, ${}^{235}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$, ${}^{251}\text{Cf}$). При бомбардировке ядер урана или других тяжелых элементов нейтронами больших энергий ($E_n > 10 \text{ МэВ}$), например нейтронами космического излучения, они могут разделить ядра на несколько осколков, и при этом вылетают (освобождаются) десятки нейтронов;
- *реакция удвоения нейтронов* ${}_Z^AX (n, 2n) {}_Z^AX$. Реакция с испусканием возбужденным составным ядром двух нейтронов, в результате которой образуется изотоп исходного элемента, с массой ядра на единицу меньшей массы исходного ядра. Для того чтобы составное ядро смогло выбросить два нейтрона, его энергия возбуждения должна быть не меньше энергии связи двух нейтронов в ядре. Энергия порога $(n, 2n)$ — реакции особенно низка в реакции ${}^9\text{Be} (n, 2n) {}^8\text{Be}$: она равна 1,63 МэВ. Для большинства изотопов энергия порога лежит в интервале от 6 до 8 МэВ.

Процесс деления удобно рассматривать по капельной модели ядра. При поглощении нейтрона ядром внутренний баланс сил в ядре нарушается, так как нейтрон вносит помимо своей кинетической энергии еще и энергию связи $E_{\text{св}}$, которая является разностью энергий свободного нейтрона и нейтрона в ядре. Сферическая форма возбужденного составного ядра начинает деформироваться и может принять форму эллипсоида (см. рис. 1.4), при этом поверхностные силы стремятся вернуть ядро к исходной форме. Если это произойдет, то ядро испустит γ -квант и перейдет в основное состояние, т. е. будет иметь место реакция радиационного захвата нейтрона.

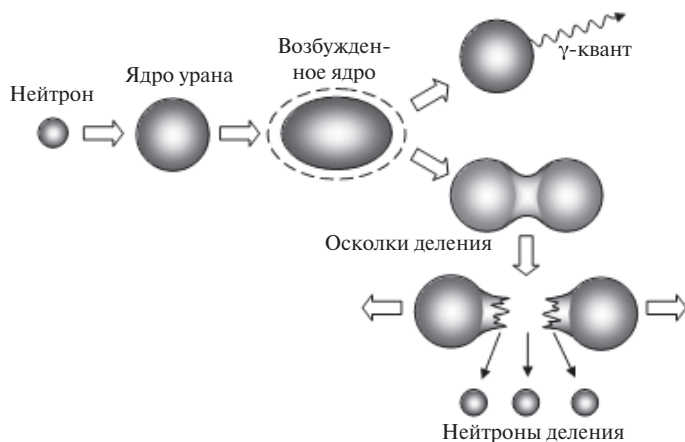


Рис. 1.4. Схема деления ядра урана по капельной модели

Если же энергия связи (возбуждения) окажется больше энергии порога деления $E_{\text{св}} \geq E_{\text{дел}}$, то ядро может принять форму гантели и под действием кулоновских сил отталкивания разорваться по перемычке на два новых ядра — осколки деления, представляющие собой ядра различных нуклидов, находящихся в средней части Периодической системы элементов. Если энергия связи меньше порога деления, то нейтрон должен иметь кинетическую энергию $E_{\text{кин}} \geq E_{\text{дел}} - E_{\text{св}}$, чтобы произошло деление ядра (табл. 1.3). В противном случае он будет просто захватываться ядром, не вызывая его деления.

Таблица 1.3

Ядерно-физические характеристики некоторых нуклидов

Свойства ядра	^{232}Th	^{233}U	^{234}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
Пороговая энергия деления составного ядра, МэВ	5,4	5,2	5,7	5,2	6,1	5,3
Энергия связи нейтрона, МэВ	5,1	6,7	5,2	6,4	4,7	6,4
Среднее число нейтронов деления	—	2,6	—	2,4	—	2,9

Энергия возбуждения каждого из новых ядер существенно больше энергии связи нейтрона в этих ядрах, поэтому при переходе в ос-

новное энергетическое состояние они испускают один или несколько нейтронов, а затем γ -кванты. Нейтроны и γ -кванты, испускаемые возбужденными ядрами, называют **мгновенными**.

Ядра делящихся изотопов, находящихся в конце Периодической системы, имеют нейтронов значительно больше, чем протонов, по сравнению с ядрами нуклидов, находящихся в середине системы (для ^{235}U отношение числа нейтронов к числу протонов $N/Z = 1,56$, а для ядер нуклидов, где $A = 70 \div 160$, это отношение равно $1,3 - 1,45$). Поэтому ядра продуктов деления перенасыщены нейтронами и являются β^- -радиоактивными.

После β^- распада ядер продуктов деления возможно образование дочерних ядер с энергией возбуждения, превышающей энергию связи нейтронов в них. В результате возбужденные дочерние ядра испускают нейтроны, которые называют **запаздывающими** (см. рис. 1.5). Время их выхода после акта деления определяется периодами распада этих ядер и составляет от нескольких долей секунды до 1 мин. В настоящее время известно большое количество продуктов деления, испускающих при распаде запаздывающие нейтроны, из которых основными являются изотопы йода и брома. Для практических целей наибольшее распространение нашло использование шести групп запаздывающих нейтронов. Каждая из шести групп запаздывающих нейтронов характеризуется периодом полураспада T_i , или постоянной распада λ_i и долей запаздывающих нейтронов в данной группе β_i , или относительным выходом запаздывающих нейтронов a_i . Причем $\sum a_i = 1$, а $\sum \beta_i = \beta$ — физической доле запаздывающих нейтронов. Если представить все запаздывающие нейтроны одной эквивалентной группой, то свойства этой группы будут определяться средним временем жизни ее τ_3 и долей всех запаздывающих нейтронов β . Для ^{235}U значение $\tau_3 = 12,4$ с и $\beta = 0,0064$.

Вклад запаздывающих нейтронов в среднее число нейтронов, выделяющихся в одном акте деления, мал. Однако запаздывающие нейтроны играют решающую роль в обеспечении безопасной работы и в управлении ядерных реакторов.

Появление при делении одного ядра двух-трех нейтронов создает условия для деления других ядер (см. рис. 1.6). Реакции с размножением нейтронов протекают аналогично цепным химическим реакциям, поэтому они также названы **цепными**.

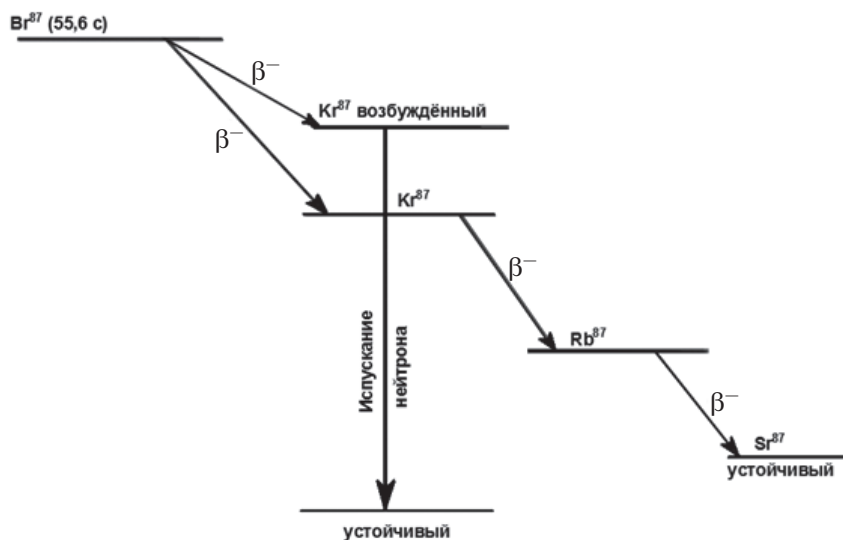


Рис. 1.5. Механизм испускания запаздывающих нейтронов

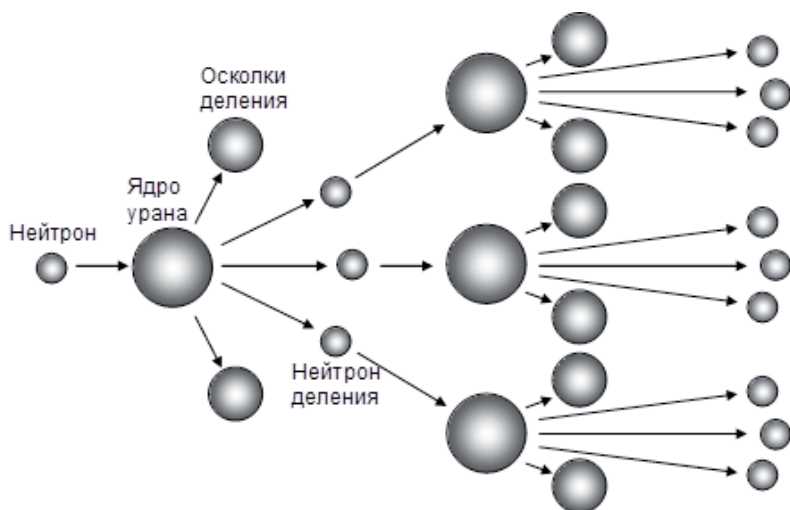


Рис. 1.6. Цепная реакция деления

Необходимое условие поддержания цепной реакции заключается в том, чтобы при делении каждого ядра производился в среднем по крайней мере один нейтрон, вызывающий деление другого ядра. Это условие удобно выразить, вводя **коэффициент размножения k** , опре-

деляемый как отношение числа нейтронов какого-либо одного поколения к числу нейтронов в предшествующем поколении. Если **коэффициент размножения** k равен единице или немного больше, то цепная реакция возможна; если же $k < 1$, то цепная реакция поддерживаться не может. Если первое поколение нейтронов содержит 200 нейтронов, то при $k = 1$ к началу второго поколения будет 200 нейтронов, третьего — 200 и т. д. Если $k > 1$, например $k = 1,03$, то, начав с 200 нейтронов, к началу второго поколения будет $200 \cdot 1,03 = 206$ нейтронов, третьего — $206 \cdot 1,03$ нейтронов, к началу n -го поколения — $200 \cdot (1,03)^n - 1$, т. е., например, в сотом поколении будет 3731 нейтрон. В ядерном реакторе среднее время существования нейтронов от момента рождения до их поглощения очень мало и составляет $10^{-4} - 10^{-3}$ с, т. е. за 1 с произойдут последовательно деления в 1 000—10 000 поколениях нейтронов. Таким образом, нескольких нейтронов может быть достаточно для начала быстро растущей цепной реакции. Чтобы такая система не вышла из-под контроля, необходимо ввести в нее поглотитель нейтронов. Если же $k < 1$ и равен, например, 0,9, то число нейтронов к следующему поколению уменьшится от 200 до 180, к третьему до $180 \cdot 0,9$, и т. д. К началу 50-го поколения останется один нейтрон, способный вызвать деление. Следовательно, цепная реакция при таких условиях протекать не может.

Однако в реальных условиях не все нейтроны вызывают деление. Часть нейтронов теряется при захвате неделящимися ядрами (урана-238, замедлителя, конструкционных материалов и т. п.), другая часть вылетает из объема делящегося материала наружу (**утечка нейтронов**). Эти потери нейтронов влияют на ход цепной реакции деления ядер.

Энергия нейтронов в момент их рождения очень высока — они движутся со скоростью несколько тысяч километров в секунду, поэтому их называют **быстрыми нейтронами**. Энергетический спектр нейтронов деления довольно широк — примерно от 0,01 до 10 МэВ. При этом средняя энергия вторичных нейтронов около 2 МэВ. В результате столкновений нейтронов с ядрами окружающих атомов их скорость быстро уменьшается. Этот процесс называется **замедлением нейтронов**. Особенно эффективно замедляются нейтроны при соударении с ядрами легких элементов (упругое столкновение). При взаимодействии с ядрами тяжелых элементов происходит неупругое столкновение, и нейтрон замедляется менее эффективно. Здесь для иллюстрации

можно провести аналогию с теннисным шариком: при ударе о стенку он отскакивает почти с такой же скоростью, а при ударе о такой же шарик он сильно замедляет свою скорость. Вследствие этого в качестве замедлителей в ядерных реакторах¹ (в дальнейшем — реактор) используют воду, тяжелую воду² или графит.

В результате столкновений с ядрами замедлителя нейтрон может замедлиться до скорости теплового движения атомов, т. е. до нескольких километров в секунду. Такие замедленные нейтроны в ядерной физике принято называть **тепловыми** или **медленными**. Чем медленнее нейтрон, тем больше вероятность того, что он не пролетит мимо ядра атома. Причина такой зависимости сечения ядра от скорости налетающих нейтронов лежит в двойственной природе самого нейтрона. В ряде явлений и процессов нейтрон ведет себя как частица, однако в некоторых случаях он представляет собой сгусток волн. При этом оказывается, что чем меньше его скорость, тем больше длина его волны и его размер. Если нейтрон очень медленный, то его размер может оказаться в несколько тысяч раз больше размера ядра, поэтому так сильно возрастает площадь, попав в которую нейтрон взаимодействует с ядром. Физики называют эту площадь сечением ядра (а не налетающего нейтрона).

Эффективные сечения реакций. При осуществлении ядерных реакций кроме типа бомбардирующей частицы, ее энергии и свойства ядрамишени большое значение имеет вероятность взаимодействия частицы с ядром, т. е. вероятность совершения той или иной ядерной реакции. Для описания вероятности реакций, происходящих при столкновении ядерных частиц, введено представление о поперечных сечениях реакций. Наиболее часто оно применяется к реакциям, вызываемым нейтронами. Рассмотрение понятия поперечных сечений упрощается, если ограничиться только реакциями, вызываемыми нейтронами. Чтобы определить поперечное сечение реакции, атомную мишень представляют в виде плоской площадки. Если налетающий нейтрон

¹ **Ядерный реактор** — устройство, предназначенное для поддержания цепной реакции деления и для ее управления.

² **Тяжелая вода (D₂O)** — разновидность воды, в которой обыкновенный водород заменен его тяжелым изотопом — дейтерием, содержание которой в обычной воде составляет 0,015 %. Плотность тяжелой воды равна 1,108 (по сравнению с 1,000 для обычной воды); тяжелая вода замерзает при 3,82 °С и кипит при 101,42 °С, тогда как соответствующие температуры для обычной воды 0 и 100 °С. Таким образом, различие физических свойств легкой и тяжелой воды довольно значительно.

попадает в эту площадку, то происходит ядерная реакция. Если нейтрон не попадает в нее, реакция не происходит.

Поперечное сечение нельзя смешивать с размером ядра. При переходе от одного изотопа к соседнему поперечное сечение реакции может изменяться в сотни тысяч раз, в то время как размер ядра почти не меняется. Сечения реакции и геометрические сечения ядра сравнимы с площадью 10^{-24} см^2 . Поэтому для удобства за единицу измерения ядерных сечений принят 1 **барн** $= 10^{-24} \text{ см}^2$. Поперечные сечения реакций, вызываемых нейтронами, меняются от нуля до нескольких сотен тысяч барн.

Микроскопическое поперечное сечение обозначается через σ и измеряется в квадратных сантиметрах на атом. Макроскопическое сечение показывает вероятность совершения ядерной реакции в единице объема (1 см^3) данного вещества одним нейтроном, имеющим скорость v , или кинетическую энергию E_n , обозначается через Σ и измеряется в обратных сантиметрах (см^{-1}). Макроскопическое сечение связано с микроскопическим соотношением

$$\sigma N_v = \Sigma, \quad (1.11)$$

где N_v — концентрация ядер в единице объема вещества. В учебных пособиях рассматриваются различные интерпретации понятий «микроскопическое» и «макроскопическое» сечения.

Поперечное сечение реакции всегда относится к определенной реакции или группе реакций. Следовательно, можно говорить о поперечном сечении захвата, поперечном сечении рассеяния на определенный угол, поперечном сечении деления и т. д. Рассмотренное поперечное сечение относится к определенной скорости или энергии нейтрона. В дальнейшем поперечное сечение будем называть эффективным сечением или просто сечением.

Полное эффективное сечение взаимодействия нейтрона с ядром обозначается σ_t . После взаимодействия нейтрон может либо рассеяться, либо поглотиться ядром. Вероятность прохождения той или иной реакции характеризуется своими парциальными сечениями. Обозначим σ_s сечение упругого и σ_{in} — неупругого рассеяния нейтрона, а σ_a — сечение поглощения нейтрона ядром. Тогда

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_{in} + \sigma_a = \sigma_{is} + \sigma_a, \quad (1.12)$$

где σ_{is} — суммарное сечение упругого и неупругого рассеяния.

Подставив выражение (1.11) в (1.12), получим выражение для макроскопического сечения

$$\Sigma_t = \Sigma_{is} + \Sigma_a, \quad (1.13)$$

где $\Sigma_t = \sigma_t \cdot N_v$, $\Sigma_{is} = \sigma_{is} \cdot N_v$, $\Sigma_a = \sigma_a \cdot N_v$ — полное макроскопическое эффективное сечение взаимодействия нейтрона с ядрами данного нуклида, макроскопическое сечение реакции рассеяния и макроскопическое сечение реакции поглощения нейтрона ядрами данного нуклида соответственно.

Поглощение нейтронов происходит в реакциях радиационного захвата, деления ядра и т. д. С учетом всех возможных реакций, в которых поглощается нейтрон, сечение поглощения равняется

$$\sigma_a = \sigma_\gamma + \sigma_f + \sigma_\alpha + \dots, \quad (1.14)$$

где σ_γ — микроскопическое сечение реакции радиационного захвата (n, γ); σ_f — микроскопическое сечение реакции деления; σ_α — микроскопическое сечение реакции с испусканием α -частицы (n, α) и т. д.

Макроскопическое сечение поглощения

$$\Sigma_a = \Sigma_\gamma + \Sigma_f + \Sigma_\alpha + \dots \quad (1.15)$$

Макроскопическое сечение i -й ядерной реакции смеси элементов или химического соединения равно сумме макроскопических сечений этой реакции для отдельных элементов

$$\Sigma_i = \sigma_{i1}N_1 + \sigma_{i2}N_2 + \dots + \sigma_{in}N_n = \sum_{k=1}^n \sigma_{ik}N_k, \quad (1.16)$$

где N_k ($k=1, 2, \dots, n$) — числа ядер k -го элемента в 1 м³ смеси или химического соединения.

При рассмотрении вопросов осуществления цепной реакции деления в реакторе важное значение имеют данные об изменении сечений ядерных реакций в зависимости от энергии падающих нейтронов.

Сечение упругого рассеяния σ_s большинства веществ зависит от энергии нейтронов только в быстрой области, а в тепловой и промежуточной областях почти постоянно. Исключением является водород. В тепловой области σ_s водорода резко падает от 80 до 20 барн; в промежуточной области остается постоянным, а в быстрой снова падает до 4–5 барн.

Сечение неупругого рассеяния σ_{in} становится отличным от нуля при энергии порога. Оно достигает максимального значения для нейтронов с энергией 10–15 МэВ.

Изменение сечения поглощения σ_a в зависимости от энергии нейтронов носит сложный характер. Для большинства легких элементов, массовые числа которых не превышают 100, поперечные сечения поглощения малы (за исключением ^3He , ^6Li и ^{10}B) и лежат в пределах от долей барна до нескольких барнов для медленных (тепловых) нейтронов. Эти поперечные сечения не особенно сильно меняются при изменении энергии нейтронов, хотя обычно при больших энергиях наблюдается уменьшение сечений.

Для многих элементов, массовые числа которых больше 100, сечения поглощения малы и ведут себя аналогично сечениям для легких элементов. Однако для ряда изотопов с большими массовыми числами наблюдаются другие закономерности. В частности, для реакции радиационного захвата (n, γ) существуют три области, в которых сечения по-разному зависят от энергии нейтронов. В первой области, которая соответствует тепловым нейтронам, сечение уменьшается с увеличением энергии нейтронов. В этой области сечение поглощения, которое в ряде случаев имеет большую величину, обратно пропорционально скорости нейтронов. Эту область иногда называют **областью $1/v$** .

За областью тепловых нейтронов находится промежуточная область энергий, в которой у тяжелых элементов кривая изменения σ_a имеет резонансный характер. Сечение поглощения для нейтронов некоторых энергий резко возрастает до больших значений, называемых резонансными максимумами, а затем снова уменьшается. Для некоторых элементов (например, кадмия и родия) имеется только один максимум, для других (например, индий, иридий, уран) — два, три и более максимумов. Эти области исключительно большого поглощения обычно наблюдаются для нейтронов с энергией от 0,1 до 100 эВ, в некоторых случаях они могут лежать даже вблизи 1000 эВ. Например, для урана-238 наблюдается восемь резких резонансных максимумов и несколько менее значительных при энергиях нейтронов от 6,5 до 200 МэВ (см. рис. 1.7). Максимум при 6,5 эВ соответствует сечению поглощения, равному приблизительно 7000 барн.

Обычно с уменьшением энергии происходит постепенное увеличение сечений. Для нейтронов больших энергий (несколько МэВ) поперечные сечения малы (менее 10 барн), особенно по сравнению с сечениями для резонансных максимумов, достигающими тысяч барн.



Рис. 1.7. Зависимость полного микроскопического сечения ^{238}U от энергии нейтронов

Сечение деления σ_f , т. е. вероятность реакции деления, для ядер ^{235}U (аналогично для ^{233}U и ^{239}Pu) нейтронами с энергией около 2 МэВ невелико и составляет всего 1,5–2 барн (рис. 1.8). При уменьшении энергии нейтронов с 2 МэВ до 0,025 эВ сечения деления делящихся нуклидов возрастают до 500–700 барн. Отсюда следует, что, снижая энергию нейтронов до тепловых энергий, т. е. замедляя нейтроны, можно увеличить вероятность реакции деления в сотни раз, что и осуществляется в ядерных реакторах на тепловых нейтронах. Тепловые нейтроны имеют наибольшую вероятность вызвать деление ядер урана-235, а также урана-233 и плутония-239.

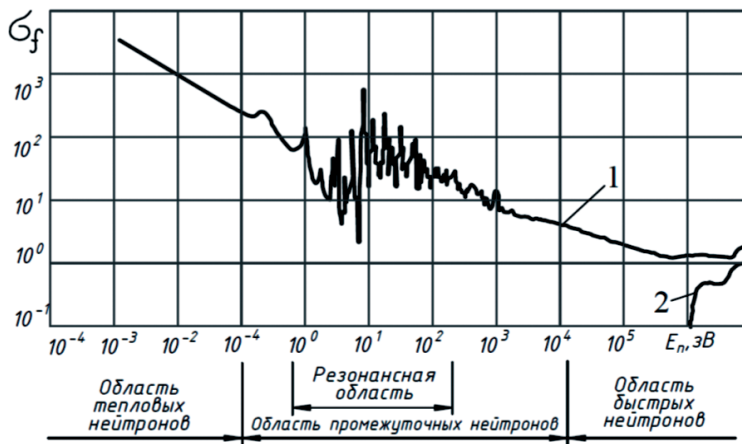
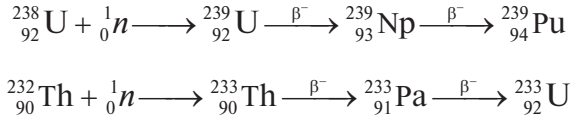


Рис. 1.8. Зависимость микроскопических сечений деления ^{235}U (1) и ^{238}U (2) от энергии нейтронов

Изотопы, которые делятся при поглощении теплового нейтрона, принято называть **делящимися**¹. Среди таких делящихся материалов наибольшее значение имеют изотопы ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu . Из них только ^{235}U существует в природе, а остальные могут быть созданы искусственно при захвате нейтронов торием или ураном:



В результате последовательных превращений образуются делящиеся нуклиды ^{233}U и ^{239}Pu . Эти нуклиды подвержены α -распаду, но с очень большими периодами полураспада, поэтому они могут рассматриваться как стабильные нуклиды применительно к их хранению и накоплению.

Уран-238 и торий называют **сырьевыми (воспроизводящими)** материалами для накопления нового ядерного топлива.

Для оценки интенсивности накопления нового ядерного топлива вводится понятие **коэффициента воспроизводства (КВ)**, под которым понимают отношение количества вновь образовавшегося за определенный промежуток времени делящегося нуклида к количеству выгоревшего первоначально загруженного делящегося нуклида за тот же промежуток времени:

$$K_{\text{в}} = m_{\text{в.т}} / m_{\text{выг}}. \quad (1.17)$$

В зависимости от типа реактора КВ может быть меньше или больше единицы. В последнем случае будет происходить расширенное воспроизводство ядерного топлива, т. е. при захвате нейтронов сырьевыми материалами производится больше нового ядерного топлива, чем расходуется при делении исходного.

Для характеристики процесса воспроизводства в данный момент времени (при данной глубине выгорания) вводится дифференциальный коэффициент воспроизводства, равный отношению скорости образования ядер вторичных делящихся нуклидов к скорости выгорания ядер первичных делящихся нуклидов:

$$K_{\text{в.диф}} = dN_{\text{в.т}} / dN_{\text{выг}}. \quad (1.18)$$

¹ К **ядерному топливу** относятся вещества, в состав которых входят делящиеся нуклиды (^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu). В качестве ядерного топлива можно использовать природный уран, диоксид урана UO_2 , сплавы урана с металлами, диоксид плутония PuO_2 и др.

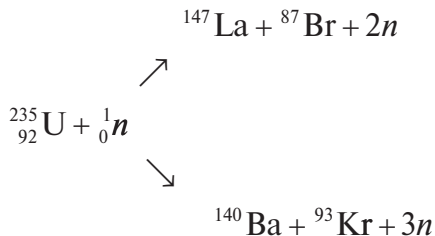
При использовании ^{238}U для получения плутония коэффициент воспроизводства называют также плутониевым коэффициентом.

Максимальное значение $K_{\text{в. диф}}$ достигается в реакторе, работающем на природном уране. Для энергетических реакторов на тепловых нейтронах всегда $K_{\text{в. диф}} < 1$. Для реакторов типа ВВЭР обычно $K_{\text{в. диф}} \approx 0,3 \div 0,6$; для реакторов с графитовым замедлителем $K_{\text{в. диф}} \approx 0,6 \div 0,8$.

В реакторе на быстрых нейтронах нет замедлителя, поэтому эффективность поглощения нейтронов ядрами ^{238}U в его активной зоне выше, чем в реакторе на тепловых нейтронах. По этой причине значение $K_{\text{в}}$ в реакторах на быстрых нейтронах может оказаться выше единицы $K_{\text{в}} > 1$.

Таким образом, в реакторах на быстрых нейтронах может быть осуществлено расширенное воспроизводство ядерного топлива, т. е. производится его в большем количестве, чем сжигается. Реакторы, в которых осуществляется расширенное воспроизводство ядерного топлива, называют реакторами-размножителями. Изотопы ^{238}U и ^{232}Th , для которых порог энергии деления больше энергии связи добавленного нейтрона, могут делиться только нейтронами высоких энергий, и их называют способными делиться.

Реакторы, в которых основное число делений ядер происходит под действием тепловых нейтронов, называют реакторами на тепловых нейтронах. В реакторах без замедлителя основное число делений происходит при энергии поглощаемых нейтронов порядка 0,1–0,5 МэВ. Эти нейтроны двигаются с большой скоростью, поэтому реакторы называют быстрыми или на быстрых нейтронах. В результате деления ядер и последующего распада осколков деления в ядерном топливе образуется около 180 видов радиоактивных ядер. Осколки деления и продукты их радиоактивного распада называют продуктами деления. Для примера можно привести две (из многих вариантов) реакции деления при использовании в качестве ядерного топлива ^{235}U :



По химическому анализу осколков деления установлено, что среди них имеется более 60 изотопов с массовыми числами $A = 72–158$.

Это значит, что ядро может разделиться более чем тридцатью способами. Кривая выхода осколков на одно деление урана-235 как функция массового числа A приведена на рис. 1.9. Выход на деление — это отношение числа делений с образованием данного осколка к общему числу делений.

Анализ кривой выхода осколков показывает, что симметричное деление на осколки с одинаковыми массовыми числами происходит редко. Наибольший выход имеют осколки с массовыми числами вблизи 95 и 139. Иногда осколки деления подразделяют на легкую ($A = 89–110$) и тяжелую ($A = 125–155$) группы, так как в область 110–125 попадает не более 1 % всех осколков.

Каждый осколок деления проходит ряд превращений, образуя радиоактивную цепочку, например:

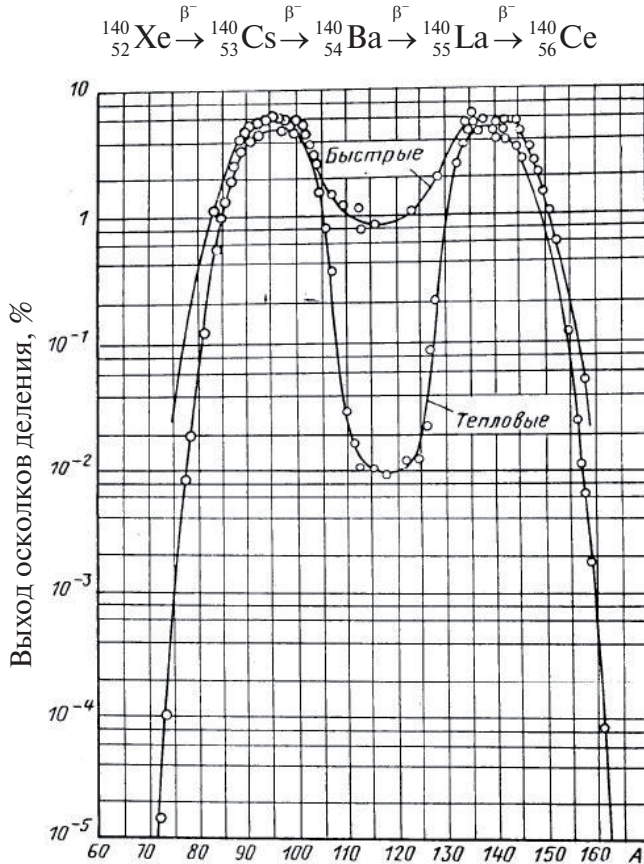


Рис. 1.9. Кривая выхода осколков деления урана-235 под действием тепловых и быстрых нейтронов

Реакция деления сопровождается выделением значительного количества энергии. Источником энергии является трансформация массы в энергию по знаменитой формуле Эйнштейна (1.1). Эту энергию можно рассчитать на примере деления ядра $^{235}_{92}\text{U}$, используя баланс масс частиц и ядер перед делением и после (табл. 1.4).

Таблица 1.4

Масса некоторых частиц

Ядро, частица	Масса, а. е. м.
Полная масса перед делением	
Ядро $^{235}_{92}\text{U}$	234,993454
Нейтрон 1_0n	1,008665
Всего:	236,002119
Полная масса после деления	
Ядро $^{140}_{50}\text{Ce}$	139,873623
Ядро $^{94}_{40}\text{Zr}$	93,884375
Два нейтрона 1_0n	2,017330
Шесть $^0_{-1}\beta$	0,003292
Всего:	235,778620

Дефект массы равен

$$236,002119 - 235,778620 = 0,223499 \text{ а. е. м.}$$

Энергия, выделяющаяся при делении, составляет

$$E = \frac{1,66 \cdot 10^{-27} \cdot 9 \cdot 10^{16}}{1,6 \cdot 10^{-19}} \cdot 0,223499 = 208 \cdot 10^6 \text{ эВ} = 208 \text{ МэВ},$$

где $1,66 \cdot 10^{-27} \text{ кг} = 1 \text{ а. е. м.}$; $1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж} = 1 \text{ эВ}$; $3 \cdot 10^8 \text{ м/с} \approx c$ — скорость света в вакууме.

Энергия, в основном, выделяется в виде кинетической энергии (энергии движения), переносимой движущимися осколками деления, которые быстро замедляются из-за столкновений с другими ядрами, и кинетическая энергия переходит в тепловую. Около 20 % общей выделяемой энергии уносится β - и γ -излучениями, а также нейтронами деления. Эта энергия также переходит в тепловую. Энергия нейтрино,

испускание которых происходит одновременно с β -излучением, теряется для реактора, так как нейтрино практически не взаимодействует с материалами реактора. Энергия, уносимая нейтрино, частично компенсируется поглощением γ -излучения, генерируемого при радиационных захватах нейтронов деления материалами среды. С учетом всего этого энергия, получаемая при одном делении ядра ^{235}U , составляет около 200 МэВ, или $3,2 \cdot 10^{-11}$ Дж. Много это или мало? Для того чтобы оценить энергию деления, необходимо сравнить ее с энергией, получаемой от других источников.

Например, для выработки 1 МВт тепловой энергии в сутки требуется затратить 1,24 г ^{235}U . Для выработки такого же количества энергии при сжигании угля с удельной теплотой сгорания 30230 кДж/кг необходимо 2860 кг/сут. Следовательно, для выработки одного и того же количества энергии отношение количества угля к ^{235}U составляет **2 300 000: 1!**

1.3. Физические особенности ядерного реактора

1.3.1. Ядерные реакторы

Ядерный реактор представляет собой устройство, предназначенное для поддержания и управления цепной реакцией деления, которая осуществляется в *активной зоне*. Конструктивно активная зона, с точки зрения реакторной физики, состоит из ядерного топлива, занимающего определенную объемную долю, регулирующих стержней (поглотителей нейтронов), замедлителя (для реакторов на тепловых нейтронах), конструкционных материалов и теплоносителя.

Понятие «физика реактора» подразумевает физические процессы, происходящие при цепной реакции или в подкритической системе — с размножением нейтронов. Поскольку нейтроны возникают при делении, вызываемом в свою очередь тоже нейтронами, физика реактора изучает в основном поведение нейтронов в системе.

До 1939 г. ученые, работающие в области атомной и ядерной физики, без особого оптимизма относились к перспективам практического использования атомной энергии в ближайшем будущем. Однако после открытия деления ядер их взгляды быстро изменились. Это было связано с тем, что при делении ядер урана выделяется очень большое

количество энергии. Важным моментом является то, что этот процесс сопровождается освобождением двух-трех нейтронов, способных вызывать деление других ядер урана. Высвобождающиеся при этом нейтроны дают еще больше нейтронов, которые могут также вызвать деления, и т.д. Таким образом, один нейтрон может дать начало разветвленной цепи делений, причем число ядер, участвующих в делении, будет возрастать с огромной скоростью (см. рис. 1.6).

Возможность цепной ядерной реакции при делении урана под действием нейтронов обсуждалась в 1939 г. многими физиками в Европе и Америке. Если бы такая цепная реакция могла быть осуществлена, то появились бы перспективы того, что освобождение атомной, или, более правильно, ядерной энергии стало бы практически полезным и экономически выгодным. Этот вопрос вызвал широкий и активный интерес ученых мировой науки, однако серьезному обсуждению подверглась только одна его сторона. Если энергия деления будет освобождена за очень короткий промежуток времени (ядерные процессы протекают очень быстро), то цепная реакция может привести к катастрофическому взрыву.

В 1939 г. ученые разделились на две группы: одни из них сомневались в возможности осуществить цепную ядерную реакцию, другие полагали, что цепная реакция деления возможна, хотя и не обязательно должна привести к взрыву. Адлер и Халбан и, независимо, Перрен во Франции предположили, что введение в систему уран-вода вещества, подобного кадмию, который сильно поглощает медленные нейтроны, позволит управлять цепной реакцией. Отвод достаточного числа нейтронов, очевидно, будет препятствовать продолжению цепи и может остановить реакцию.

Первая экспериментальная система с уран-графитовой решеткой была построена в июле 1941 г. в Колумбийском университете под руководством Ферми. Она представляла собой графитовый куб с ребром длиной 2,5 м, содержащий около 7 т окиси урана, заключенной в железные сосуды, которые были размещены в кубе на равных расстояниях друг от друга. Почти у самого дна решетки был размещен радио-бериллиевый источник нейтронов. В различных точках системы проводились измерения числа нейтронов. При помощи полученных в эксперименте данных был вычислен коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде.

Вторая уран-графитовая решетка подобного типа в сентябре 1941 г. дала значение $k_{\infty} = 0,87$. Дальнейшие работы по получению более чи-

стых материалов позволили получить окись урана, в которой примеси составляли менее 1 %. При этом было получено значение коэффициента размножения в бесконечной среде с графитовым замедлителем 0,98.

В апреле 1942 г. Энрико Ферми в Чикаго приступил к разработке первого в мире исследовательского ядерного реактора. В течение осени программа производства делящихся материалов для него передается от ученых промышленным корпорациям DuPont и Kellogg Corp.

К концу 1942 г. были получены чистые материалы в количестве, достаточном для сооружения в Чикагском университете системы, в которой должна была пойти самоподдерживающаяся цепная реакция.

Намечалось построить кубическую решетку, состоящую из урановых блоков и окиси урана внутри графитовой сферы, так как имевшегося в распоряжении чистого металлического урана (5600 кг) не хватило бы для заполнения всей решетки. Графит использовался в виде брусков и составлял слои, чередующиеся со слоями урана или его окиси. Для безопасности были введены полоски кадмия, поглощающего нейтроны. Такая предосторожность оказалась необходимой, так как увеличение коэффициента размножения шло быстрее, чем предполагалось, и критические размеры были достигнуты раньше ожидаемого срока. Поэтому в окончательном виде реактор имел не сферическую, а форму срезанного сверху шара. Реактор содержал 40 т урана и 385 т графита [6].

Вечером 2 декабря 1942 г., после того как были убраны стержни нейтронного поглотителя из кадмия, была получена первая в мире самоподдерживающаяся цепная реакция деления. Руководителем работ по созданию реактора был Комптон. Командовал пуском и остановом реактора — Ферми.

25 декабря 1946 г. на окраине Москвы на территории сверхсекретной тогда Лаборатории № 2 АН СССР, а ныне РНЦ «Курчатовский институт», произошло событие чрезвычайной важности. В этот день группой сотрудников под руководством И. В. Курчатова была осуществлена самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана в уран-графитовом котле.

Активная зона реактора Ф-1 представляла собой сферу диаметром шесть метров, сложенную из графитовых блоков размером 100×100×600 мм. Она была окружена отражателем толщиной 800 мм, выполненным также из графитовых блоков. В графитовых блоках было просверлено около 300 тысяч отверстий для урана, образовавших про-

странственную решетку с определенным шагом. Общий вес графитовой кладки в реакторе Ф-1 составил 450 т, а урановых блоков — 45 т.

Со времени пуска первых реакторов, предназначенных для наработки плутония в военных целях, было разработано большое количество различных типов реакторов. Существует несколько классификаций всего многообразия реакторов по различным признакам, например, по спектру нейтронов; структуре активной зоны; конструктивным признакам; виду замедлителя и теплоносителя.

По структуре активной зоны реакторы подразделяются на гомогенные и гетерогенные. **Гомогенным** называют реактор, у которого активная зона представляет собой однородную смесь частиц топлива и замедлителя, причем размеры этих частиц малы по сравнению со средним свободным пробегом нейтронов, т. е. активная зона является для нейтронов однородной средой. Такую среду образуют: растворы солей урана в воде, расплавленные соли урана, суспензии оксидов урана в легкой или тяжелой воде, смесь порошков карбида урана и графита и т. д.

Гетерогенным называют реактор, у которого в активной зоне ядерное топливо размещается в замедлителе в виде специальных блоков. Эти блоки обычно изготовляют в форме стержней и называют тепловыделяющими элементами (ТВЭлами). В активной зоне ТВЭлы располагаются в определенном порядке, образуя правильную решетку, которая характеризуется шагом решетки. Шаг решетки равен расстоянию между осями соседних ТВЭлов. Топливо в ТВЭлах отделено от замедлителя или теплоносителя тонкой герметичной металлической защитной оболочкой, локализирующей радиоактивные продукты деления внутри ТВЭла.

Для управления цепной реакцией деления в активной зоне реактора размещены подвижные управляющие стержни-поглотители нейтронов. Кроме того, предусмотрены стержни аварийной защиты, которые сбрасываются в активную зону при необходимости быстрой остановки реактора.

1.3.2. Цепная реакция деления ядер

Как было указано выше, при реакции деления образуются новые нейтроны, которые могут вызвать деление других ядер. При определенных условиях может возникнуть самоподдерживающаяся цепная реакция деления.

Для определения условий поддержания цепной реакции деления и баланса нейтронов в конечной размножающей системе вводят понятие «**коэффициента размножения нейтронов**».

Активная зона реактора на тепловых нейтронах состоит из слабообогащенного ядерного топлива, замедлителя, теплоносителя, конструкционных материалов, регулирующих стержней. Рассмотрим нейтронный цикл в реакторе с урановым топливом.

При оценке коэффициента размножения системы, состоящей из урана и замедлителя, необходимо учитывать, с одной стороны, появление нейтронов в результате деления ядер урана-235 тепловыми нейтронами и урана-238 — быстрыми, с другой — убыль нейтронов за счет поглощения их без деления в уране-238, замедлителе, других материалах, входящих в состав системы (конструкционные материалы, примеси и т. д.), а также утечки за пределы системы. Следовательно, если число нейтронов, полученных в первом процессе, превосходит общее число нейтронов, потерянных вследствие вылета из системы и захвата, как с делением, так и без него, то в каждом поколении будет получаться добавочное число нейтронов. В этом случае коэффициент размножения превысит единицу и цепная реакция будет возможна.

Для удобства рассматривают два вида коэффициентов размножения. Один из них учитывает только свойства материалов размножающей системы, а другой зависит также от геометрии системы, т. е. учитывает утечку нейтронов. Первая величина называется коэффициентом размножения бесконечной среды k_{∞} и определяется как отношение числа нейтронов в каком-либо поколении к их числу в непосредственно предшествующем поколении в системе бесконечно больших размеров. Вторая величина называется **эффективным коэффициентом размножения** $k_{эф}$ и определяется по формуле

$$k_{эф} = k_{\infty} \vartheta, \quad (1.19)$$

где ϑ — вероятность того, что нейтрон, образовавшийся при делении, останется в системе конечных размеров и не выйдет из нее до поглощения.

Рассмотрим судьбу поколения нейтронов в размножающей системе бесконечных размеров, состоящей из природного или слабообогащенного урана и замедлителя, чтобы выразить k_{∞} с помощью конкретных (измеримых и вычисляемых) величин.

Пусть в некоторый момент времени в размножающей системе в результате деления ядер ^{235}U образовалось n быстрых нейтронов данного поколения. До того как их энергия уменьшится ниже порога деления ядер ^{238}U , некоторые нейтроны вызовут деление этих ядер и очень малое число быстрых нейтронов может вызвать деление ядер ^{235}U ¹. В результате этого процесса число нейтронов несколько возрастает. Этот эффект учитывается **коэффициентом размножения на быстрых нейтронах** ε (обычно $\varepsilon = 1,02\text{--}1,03$).

Нейтроны в количестве $n\varepsilon$ при движении в размножающей системе испытывают упругие столкновения с ядрами замедлителя и неупругие с ядрами урана и быстро теряют скорость и энергию. По мере замедления нейтронов изменение их энергии происходит в том числе в резонансной области, где возрастает вероятность захвата нейтронов ядрами ^{238}U без деления (см. рис. 1.8). По сравнению с резонансным поглощением поглощение нейтронов нерезонансных энергий незначительно.

Из-за резонансного поглощения число нейтронов, достигающих тепловой энергии, будет уменьшаться. Этот эффект учитывается коэффициентом ϕ — **вероятностью избежать резонансного захвата**, который равен отношению числа быстрых нейтронов, избежавших захвата в резонансной области энергии и достигших тепловой энергии, к общему числу быстрых нейтронов. Он всегда меньше единицы. Значение ϕ зависит от типа замедлителя, степени обогащения ядерного топлива, относительных количеств топлива и замедлителя и их взаимного расположения.

Следовательно, $n\varepsilon\phi$ — число нейтронов, сохранившихся в системе после замедления до тепловых энергий. Когда нейтроны замедляются до тепловых энергий и их энергетическое распределение становится примерно постоянным, они движутся в веществе до тех пор, пока не поглотятся либо ураном, либо замедлителем, либо другими веществами в системе. Поэтому для определения доли тепловых нейтронов, поглощенных ядрами урана, из которых некоторые подвергаются делению, вводится коэффициент использования тепловых нейтронов θ .

Таким образом, произведение $n\varepsilon\phi\theta$ представляет собой число нейтронов, захваченных ядрами урана. Коэффициент использова-

¹ Хотя в этой области энергий сечения деления ^{235}U и ^{238}U примерно равны, эффект от деления ядер урана-235 мал ввиду низкого относительного содержания в топливе ^{235}U по сравнению с содержанием ^{238}U .

ния тепловых нейтронов, так же как и вероятность избежать резонансного захвата меньше единицы, зависит от состава размножающей системы.

Для оценки количества нейтронов второго поколения вводится величина η — **среднее число быстрых нейтронов, выделяющихся при поглощении ураном каждого теплового нейтрона**. В этом случае произведение $n\epsilon\phi\eta$ будет представлять собой число быстрых нейтронов, образовавшихся в результате различных явлений на рассмотренных этапах жизни n нейтронов первого поколения. Тогда коэффициент размножения бесконечной среды k_{∞} определится выражением

$$k_{\infty} = \frac{n\epsilon\phi\eta}{n} = \epsilon\phi\eta. \quad (1.20)$$

Формулу (1.20) называют **формулой четырех сомножителей**. Она показывает зависимость k_{∞} от различных факторов, определяющих развитие цепной реакции деления в размножающих системах, в которых ядерным топливом является уран. Для создания системы, в которой может идти самоподдерживающаяся цепная реакция деления, необходимо выполнение условия $k_{\infty} > 1$.

При рассмотрении цепной реакции деления в активной зоне ядерного реактора, т. е. в размножающей системе конечного размера, необходимо учитывать утечку нейтронов, которая зависит от размеров и формы зоны, а также от природы и расположения материалов в ней. При увеличении размеров зоны относительная утечка нейтронов будет уменьшаться. Деление ядер топлива происходит внутри всего объема активной зоны, а утечка нейтронов осуществляется в основном из наружного слоя, поэтому число нейтронов, освобождающихся при делении, определяется объемом, а число нейтронов, потерянных вследствие утечки, — площадью внешней поверхности активной зоны. Отсюда следует, что чем меньше отношение поверхности активной зоны к ее объему, тем меньше доля нейтронов, теряющихся в результате утечки. В активной зоне, имеющей форму сферы, это отношение минимально.

$$k_{\text{эф}} = k_{\infty} \vartheta, \quad (1.21)$$

Активная зона находится в критическом состоянии, если $k_{\text{эф}} = 1$, тогда

$$k_{\infty} \vartheta = 1. \quad (1.21a)$$

В реальных активных зонах всегда существует утечка нейтронов, поэтому $\vartheta < 1$, отсюда $k_{эф} < k_{\infty}$. Таким образом, для того чтобы в активной зоне имела место самоподдерживающаяся цепная реакция деления, значение k_{∞} должно быть несколько больше единицы.

Если $k_{эф} < 1$, размножающая система находится в **подкритическом состоянии**. В этом случае, если в начальный момент в системе было некоторое число нейтронов, цепная реакция быстро затухает, в результате уменьшаются плотность нейтронов и выделяемая в системе энергия. При $k_{эф} = 1$ система находится в **критическом состоянии**, т. е. число образующихся нейтронов равно числу поглощаемых и утекающих из системы нейтронов, в такой системе идет стационарная цепная реакция, в результате со временем не меняются плотность нейтронов и выделяемая в системе в единицу времени энергия. При $k_{эф} > 1$ система находится в **надкритическом состоянии**, цепная реакция лавинообразно нарастает, увеличиваются со временем плотность нейтронов и выделяемая в системе в единицу времени энергия. Этот процесс идет до тех пор, пока в силу каких-либо причин в системе не станет $k_{эф} \leq 1$.

Значения φ и θ всегда меньше единицы, а значения ε и η больше единицы. Для типичного энергетического реактора на тепловых нейтронах $\eta = 1,80$; $\varepsilon = 1,03$; $\varphi = 0,71$; $\theta = 0,79$; $\vartheta = 0,96$,

$$\text{тогда } k_{\infty} = 1,8 \cdot 1,03 \cdot 0,71 \cdot 0,79 = 1,04; k_{эф} = 1,04 \cdot 0,96 = 1,00 \quad [8].$$

На коэффициенты, входящие в формулу (1.20), влияние оказывают многие факторы (например, вид и обогащение топлива, структура активной зоны).

Нейтроны могут вызвать деление ядер ^{238}U только в том случае, если они не снизили свою энергию ниже энергии порога деления ($E \approx 1$ МэВ для ^{238}U). Даже однократное рассеяние на легких ядрах, например водорода, снижает энергию нейтронов ниже энергии порога деления. В гомогенном реакторе ядра ^{238}U равномерно окружены большим числом ядер замедлителя, поэтому нейтроны деления перед взаимодействием с ядрами ^{238}U с большой вероятностью рассеиваются на ядрах замедлителя и снижают свою энергию ниже энергии порога деления ^{238}U . Поэтому деления ядер ^{238}U практически не происходит и коэффициент размножения на быстрых нейтронах в гомогенных активных зонах $\varepsilon = 1$.

В гетерогенных реакторах нейтроны деления образуются в твэлах. Прежде чем покинуть твэл, они движутся в нем среди ядер ^{238}U . По-

этому вероятность взаимодействия нейтронов деления с ядрами ^{238}U в гетерогенных реакторах значительно выше, чем в гомогенных. Отсюда и больше вероятность деления ядер ^{238}U .

В реакторах на тепловых нейтронах, использующих в качестве топлива слабообогащенный уран, основным резонансным поглотителем замедляющихся нейтронов является ^{238}U , у которого микроскопическое сечение поглощения имеет много резонансных пиков (см. рис. 1.8).

При одинаковом отношении чисел атомов замедлителя и урана в активной зоне вероятность избежать резонансного захвата в гетерогенной активной зоне будет существенно больше, чем в гомогенной. Это объясняется тем, что в гетерогенной активной зоне большая часть нейтронов, замедляясь в замедлителе, проходит резонансную область энергий вдали от ядер ^{238}U и не поглощается ими.

В гомогенном реакторе при увеличении концентрации урана (^{235}U и ^{238}U) в активной зоне коэффициент использования тепловых нейтронов $\theta_{\text{гом}}$ увеличивается. В гетерогенном реакторе плотность потока нейтронов в твэле и окружающем его замедлителе различается тем, что замедлитель, теплоноситель и другие неделящиеся материалы гетерогенной активной зоны облучаются потоками тепловых нейтронов с большей плотностью, чем ядерное топливо. Следовательно, возрастает относительная доля тепловых нейтронов, поглощенных в этих материалах, по сравнению с гомогенной активной зоной при том же составе материалов. Поэтому в гетерогенных реакторах коэффициент θ всегда меньше, чем в гомогенных.

В гетерогенной активной зоне $\theta_{\text{гет}} < \theta_{\text{гом}}$, но превышение $\varphi_{\text{гет}} > \varphi_{\text{гом}}$ приводит к тому, что при одинаковом составе материалов в активных зонах коэффициент размножения в гетерогенной активной зоне выше, чем в гомогенной. В гетерогенной активной зоне при использовании природного (необогащенного) урана самоподдерживающаяся цепная реакция деления возможна с тяжеловодным и графитовым замедлителем.

Эффективный коэффициент размножения в активной зоне с ядерным топливом из природного урана оказывается невысоким. Для его увеличения в энергетических реакторах в качестве ядерного топлива используется обогащенный уран.

Цепная реакция деления на быстрых нейтронах (при $E > 10^5$ эВ) может осуществляться только в размножающейся системе с высокообогащенным топливом ($z_3 = 20\text{--}30\%$) при малом количестве материа-

лов, замедляющих нейтроны. Для этой области энергий у ^{238}U значение σ_{in} в 5–10 раз больше значения σ_f . Поэтому нейтроны с большей вероятностью вступают в реакцию неупругого рассеяния, чем деления. Это приводит к уменьшению энергии нейтронов деления ниже энергии порога деления для ^{238}U . Эти нейтроны уже не будут участвовать в делении ядер ^{238}U . Если обогащение топлива невелико, то эти замедленные нейтроны с большей вероятностью поглощаются ядрами ^{238}U без деления, чем вызывают деления ядер ^{235}U , и цепная самоподдерживающаяся реакция деления на быстрых нейтронах в такой системе не идет. Условия, при которых реализуется цепная реакция деления на быстрых нейтронах, создаются в активных зонах реакторов на быстрых нейтронах.

Цепную реакцию деления на тепловых нейтронах можно осуществить в размножающей системе, имеющей определенное количество замедлителя, на ядрах которого из-за упругих столкновений энергия нейтронов деления снижается до тепловых энергий ($E \approx 0,025$ эВ). В области тепловых нейтронов сечение деления для ^{235}U в сотни раз больше, чем в области быстрых нейтронов (см. рис 1.8).

1.4. Ядерное топливо

1.4.1. Виды ядерного топлива

К ядерному топливу относятся вещества, в состав которых входят делящиеся нуклиды (^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu). В качестве ядерного топлива можно использовать природный уран, диоксид урана UO_2 , сплавы урана с металлами, диоксид плутония PuO_2 и др.

Исторически сложилось, что в ядерных реакторах использовалось три вида топлива: металлическое топливо, оксидное или карбидное топливо и топливо в металлических или графитовых матрицах. Также было опробовано жидкое топливо, но в промышленных реакторах его никогда не использовали.

Природный уран содержит всего 0,7 % делящегося изотопа ^{235}U , поэтому он может быть использован в качестве топлива только в реакторах на тепловых нейтронах, в которых в качестве замедлителя используется тяжелая вода или графит. Использование природного

(необогащенного) урана в определенной мере компенсирует высокую стоимость получения тяжелой воды.

В большинстве энергетических реакторов используют обогащенное по ^{235}U топливо: для реакторов на тепловых нейтронах обогащение составляет несколько процентов, а для реакторов на быстрых нейтронах — более 20 %.

Керамическое ядерное топливо. В настоящее время в большинстве энергетических реакторов применяется керамическое топливо на основе диоксида урана UO_2 , которое впервые было получено в 1950 г. Это вещество обладает высокой жаропрочностью, позволяющей работать при больших температурах ядерного топлива ($t_{\text{пл}} = 2850^\circ\text{C}$), химически устойчиво к воде и пару, совместимо с различными материалами оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), не имеет фазовых переходов, имеет высокую стойкость к облучению нейтронами, что позволяет достигать большой глубины выгорания (50000 МВт·сут/т — для реакторов на тепловых нейтронах, до 100000 МВт·сут/т — для реакторов на быстрых нейтронах). Диоксид урана хорошо удерживает продукты деления.

К недостаткам UO_2 следует отнести более низкую плотность ($10,5\text{ г/см}^3$ по сравнению с 19 г/см^3 для металлического урана) и плохую теплопроводность, что накладывает ограничение на толщину ТВЭлов для исключения их расплавления в центральной части. Диоксид урана используют в виде таблеток, которые получают методом холодного прессования и спекания. Это позволяет получить максимально возможную плотность топлива (до 97 % от теоретического значения, равного $10,97\text{ г/см}^3$), необходимую для увеличения содержания урана в ТВэле и для лучшего удержания продуктов деления.

К керамическому топливу относятся также карбидные соединения урана UC , UC_2 . Возможность применения карбидов в качестве топлива для реакторов интенсивно изучалась в 1960—1970-е годы. В последнее время к данному виду топлива снова возник интерес, связанный с разработками пластинчатых ТВЭлов и микротвэлов. Карбиды урана обладают более высокой теплопроводностью и плотностью, чем диоксид урана, высокой температурой плавления, химической и термической стабильностью, а также совместимостью с керамическими покрытиями, что особенно важно для микротвэлов. Кроме того, карбид урана лучше диоксида урана удерживает газообразные продукты деления, что позволяет уменьшить толщину оболочки ТВэла. Карбид ура-

на можно использовать в перспективных типах реакторов, в частности реакторах на быстрых нейтронах с газовым охлаждением, поскольку его высокая теплопроводность позволяет изготавливать твэлы большего диаметра. Однако в настоящее время карбид урана значительно хуже исследован, чем диоксид урана.

Металлический уран в качестве топлива широко применялся в начальный период развития ядерных реакторов. В 1954 г. Первая АЭС начала работать именно на металлическом топливе, произведенном по следующей технологии: из обогащенного урана был изготовлен уран-молибденовый сплав; затем этот сплав измельчили, полученную крупку засыпали в трубки из нержавеющей стали и залили расплавленным магнием.

К несомненным достоинствам металлического урана относится высокая теплопроводность и возможность создания максимальной концентрации делящихся ядер. Недостатками его являются худшие по сравнению с диоксидом радиационная, химическая стойкость и жаропрочность.

Металлический уран в зависимости от его температуры может находиться в одной из трех фаз с различной кристаллической структурой. Периодическое изменение температуры может привести к переходу одной фазы в другую, что вызовет сильную деформацию урана. Для исключения деформации, вызванной фазовыми переходами, уран легируют молибденом, ниобием, титаном и т. д.

При длительном облучении при температурах 200–500 °С металлический уран подвержен радиационному росту, который заключается в значительном изменении облученного уранового стержня. Кроме того, металлический уран подвержен также радиационному набуханию, заключающемуся в увеличении объема топлива из-за накопления продуктов деления.

По этим причинам максимальная глубина выгорания металлического урана составляет 5000–5500 МВт·сут/т (~5–6 кг/т). В настоящее время он используется только в некоторых типах исследовательских реакторов.

Смешанное уран-плутониевое топливо. В энергетических реакторах используется смешанное оксидное топливо (МОКС) главным образом двух типов: топливо в виде PuO_2 и с обогащением ниже 6 %, которое предназначается для реакторов на тепловых нейтронах, и топливо в виде PuO_2 с обогащением около 20 %, предназначенное для реакторов на быстрых нейтронах. Для изготовления МОКС-топлива исполь-

зуется плутоний, высвобождаемый при демонтаже ядерных боеголовок и выделяемый при переработке отработавшего ядерного топлива. В настоящее время проводится большой объем работ по использованию этого вида топлива.

МОКС-топливо должно применяться в основном в реакторах на быстрых нейтронах. Применение его в реакторах на тепловых нейтронах может быть лишь частичным решением проблемы использования плутония. Возможное количество циклов повторного использования плутония в ядерном цикле ограничено из-за накопления его изотопов с четным массовым числом, которые не делятся нейтронами теплового спектра, применяемыми в легководных реакторах, а также ввиду накопления нежелательных элементов, особенно кюрия. После двух-трех циклов (в зависимости от того, какое количество отработавшего МОКС-топлива смешивается с оксидным ОЯТ) МОКС-топливо уже не подлежит регенерации с использованием в легководных реакторах; однако имеющиеся в его составе уран и плутоний по-прежнему могут быть использованы в быстрых реакторах.

Но пока не начата широкая эксплуатация реакторов на быстрых нейтронах, применение МОКС-топлива в тепловых реакторах вполне оправдано. Активные зоны некоторых реакторов частично загружаются тепловыделяющими сборками, в состав которых входят топливные таблетки с содержанием смеси оксидов урана и плутония (МОКС-топливо), произведенные с использованием извлеченных при переработке ядерных материалов.

Изготовление МОКС-топлива требует более надежных, по сравнению с урановым топливом, мер безопасности ввиду необходимости локализации плутония и защиты персонала от облучения.

Нитридное топливо. Оксидное топливо, используемое практически во всех реакторах, имеет относительно низкую плотность делящегося материала, снижающую коэффициент воспроизводства, слабую теплопроводность, ограничивающую тепловую нагрузку. Поэтому для разработки новых типов реакторов на быстрых нейтронах, а также ядерно-энергетических установок специального назначения требуется переход к более плотным, обладающим хорошими теплофизическими свойствами, видам ядерного топлива.

Некоторые трудности, возникающие при использовании оксидного уран-плутониевого топлива в реакторах на быстрых нейтронах, можно исключить при использовании карбидного — $(U, Pu)C$ или нитридного — $(U, Pu)N$ топлива. В отличие от оксидного топлива содержание делящегося изотопа и теплопроводность карбидного и нитридного то-

плива значительно выше (табл. 1.5). При одной и той же скорости деления и геометрии ТВЭлов температура в центре карбидного и нитридного ТВЭла будет много меньше, чем у оксидного.

Таблица 1.5

Некоторые характеристики различных видов ядерного топлива [9]

Характеристики	UO ₂	W-UO ₂ (кермет)	UN	(U, Zr) C, N
Содержание урана, г/см ³	9,7	7,5	13,5	12,8
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)	8,0	42	26	32
Теплоемкость, Дж/(г·К) ($T = 273...1473$ K)	0,32	9,25	0,23	0,8–0,3

Исследование поведения карбидного топлива проводили в реакторах DFR, БР-5, БОР-60. Наибольший опыт эксплуатации нитридного топлива (высокообогащенный UN) был получен в реакторе БР-10, две активные зоны которого успешно эксплуатировались в течение 18 лет.

В новом реакторе на быстрых нейтронах БРЕСТ со свинцовым теплоносителем в качестве топлива планируется использование уран-плутониевого мононитрида, а теплоноситель — свинец.

Стратегия развития ядерной энергетики России предусматривает применение реакторов на быстрых нейтронах, использующих плотное нитридное топливо.

В настоящее время нитридное топливо не имеет широкого применения, но широко исследуется как перспективное высокотемпературное плотное топливо реакторов на быстрых нейтронах и ядерных установок космического назначения.

По сравнению с оксидным и карбидным топливом нитридное топливо имеет наибольшее среди высокотемпературных топливных материалов удельное содержание делящегося изотопа, высокую теплопроводность, совместимо с конструкционными материалами и теплоносителем. Оно более устойчиво в условиях радиационного облучения.

Уран-циркониевый карбонитрид (U, Zr)C, N практически по всем теплофизическим параметрам превосходит диоксид урана. К достоинствам этого топлива можно отнести: высокую допустимую температуру эксплуатации (более 2500 K); высокую устойчивость при аварийных перегревах — запас времени до плавления в 3 раза выше, чем для UN и в 4 раза выше, чем для UO₂. К недостаткам — на 10 % меньшую

плотность ядер урана по сравнению с UN, недостаточную степень изученности поведения в реакторных установках [9].

Жидкое ядерное топливо. Помимо твердофазных соединений урана возможно использование жидкого топлива. Наиболее удачной химической формой считается тетрафторид урана (UF_4), растворенный в смеси фторидов других металлов, например, лития, бериллия, циркония, рубидия, натрия и др. Особенностью использования такого топлива является то, что оно одновременно является теплоносителем. Реакторы с жидким ядерным топливом имеют определенные перспективы развития в будущем.

1.4.2. Первичное ядерное топливо

Уран — главный элемент атомной энергетики, используется как ядерное топливо, сырье для получения плутония и в ядерном оружии. Содержание урана в земной коре составляет $2,5 \cdot 10^{-4} \%$, а суммарное количество в слое литосферы толщиной 20 км доходит до $1,3 \cdot 10^{14}$ т. Минералы урана есть практически везде. Однако уран — рассеянный элемент. Это означает, что его концентрация в горных породах зачастую оказывается недостаточной для организации коммерчески оправданной добычи. Содержание урана в руде является одним из ключевых параметров, определяющих стоимость добычи. К бедным относят урановые руды, содержащие 0,03–0,10 % урана, рядовым — 0,10–0,25 %, средним — 0,25–0,5 %, к богатым — свыше 0,50 %¹.

Уран имеет 14 изотопов, при этом только три из них встречаются в природе (табл. 1.6).

Таблица 1.6

Содержание изотопов в природном уране

Атомный номер Z	Число нейтронов N	Массовое число A	Относительное содержание, %	Период полураспада
92	142	234	0,006	247 тыс. лет (альфа-распад)
92	143	235	0,72	710 млн лет (альфа-распад)
92	146	238	99,274	4,51 млрд лет (альфа-распад)

¹ Среднее содержание урана в руде богатейшего в мире месторождения Макаптур-Ривер (Канада) составляет 14,3 %. Содержание урана в руде самых крупных месторождений России (Забайкальский край, Стрельцовское рудное поле) составляет 0,38 %.

По последним данным разведанный объем запасов урана, стоимость добычи которого не превышает 130 \$/кг U, составляет 5 327 200 т. Для категории со стоимостью добычи менее 260 \$/кг U — 7 096 600 т. Кроме того, количество урана в так называемых прогнозируемых и предполагаемых запасах достигает 10429100 т¹.

Таблица 1.7

Страны, обладающие наибольшими разведанными запасами урана со стоимостью, не превышающей 130 \$/кг U [10]

Страна	Запасы урана, тыс. т	Страна	Запасы урана, тыс. т
Австралия	1662	Нигер	421
Казахстан	629	ЮАР	279
Россия	487	Бразилия	277
Канада	469	Намибия	261

В последние годы картина распределения месторождений урана по странам несколько изменилась в связи с тем, что при исследовании ряда урановых месторождений были обнаружены дополнительные ресурсы в странах Африки (Ботсване, Замбии, Исламской Республике Мавритания, Малави, Мали, Намибии, Объединенной Республике Танзания). Также новые запасы были обнаружены в Гайане, Колумбии, Парагвае, Перу и Швеции.

Основными минералами, содержащими уран, являются уранинит (смесь оксидов урана и тория с общей формулой $(U, Th)O_{2x}$), настуран (оксиды урана: UO_2 , UO_3 , также известен как урановая смолка), карнотит — $K_2(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot 3H_2O$, уранофан — $Ca(UO_2)SiO_3(OH)_2 \cdot 5H_2O$ и другие [10].

Извлечение урана из горных пород осуществляется следующими способами:

- *Карьерная добыча* (открытый способ) используется для извлечения руды, которая находится на поверхности земной коры или залегает неглубоко. Способ заключается в создании котлованов, которые называются карьерами, или разрезами. К настоящему времени месторождения, допускающие добычу карьерным методом, практически исчерпаны. Добыча составляет 23 %;
- *Шахтная добыча* (закрытый способ) применяется для добычи полезных ископаемых, залегающих на значительной глубине,

¹ По данным совместного отчета МАГАТЭ и ОЭСР «Уран-2011: запасы, добыча и спрос».

и подразумевает сооружение комплекса подземных горных работ. Добыча — 32 %;

- *Подземное выщелачивание* подразумевает закачивание в пласт под давлением водного раствора химического реагента, который, проходя через руду, избирательно растворяет природные соединения урана. Затем выщелачивающий раствор, содержащий уран и сопутствующие металлы, выводится на поверхность земли через откачные скважины. Добыча — 39 %.
- *Совместная добыча с рудами других металлов* (уран в данном случае является побочным продуктом) — составляет 6 %.

Производство диоксидного топлива из урановой руды представляет собой сложный и дорогостоящий процесс, включающий в себя извлечение урана из руды, его концентрирование, очистку (аффинаж), конверсию (получение гексафторида урана, обогащение, де-конверсию (перевод UF_6 в UO_2), изготовление тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ).

На первом этапе переработки урановой руды, добытой карьерным и шахтным способами, ее измельчают и сортируют по радиоактивности. После сортировки куски руды дополнительно дробят и направляют на выщелачивание для перевода урана в растворимую форму. Выбор химического раствора для вскрытия руды зависит от типа минерала, включающего уран. В некоторых случаях для вскрытия руды используют микробиологические методы.

В результате выщелачивания образуется продуктивный раствор, содержащий уран. При дальнейшей переработке продуктивного раствора методами ионного обмена, экстракции или осаждения происходит концентрирование урана и отделение нежелательных примесей (Na, K, Ca, Mg, Fe, Mn, Ni и др.). Полученный продукт фильтруют, высушивают и нагревают до высокой температуры, при которой образуется закись-окись урана — желтый кек (U_3O_8). Для глубокой очистки урана от примесей производят аффинаж, традиционная схема которого заключается в растворении U_3O_8 в азотной кислоте и очистке методом экстракции (реже осаждения). При этом конечным продуктом аффинажной технологии является U_3O_8 или триоксид урана UO_3 . Полученный оксидный продукт переводят в газообразное состояние — UF_6 , наиболее удобное для обогащения. Данный процесс называется конверсией.

Измельченная урановая руда (см. рис. 1.10) поступает на завод по ее переработке. Концентрат руды (природный уран) направляется на завод для получения шестифтористого урана (UF_6).

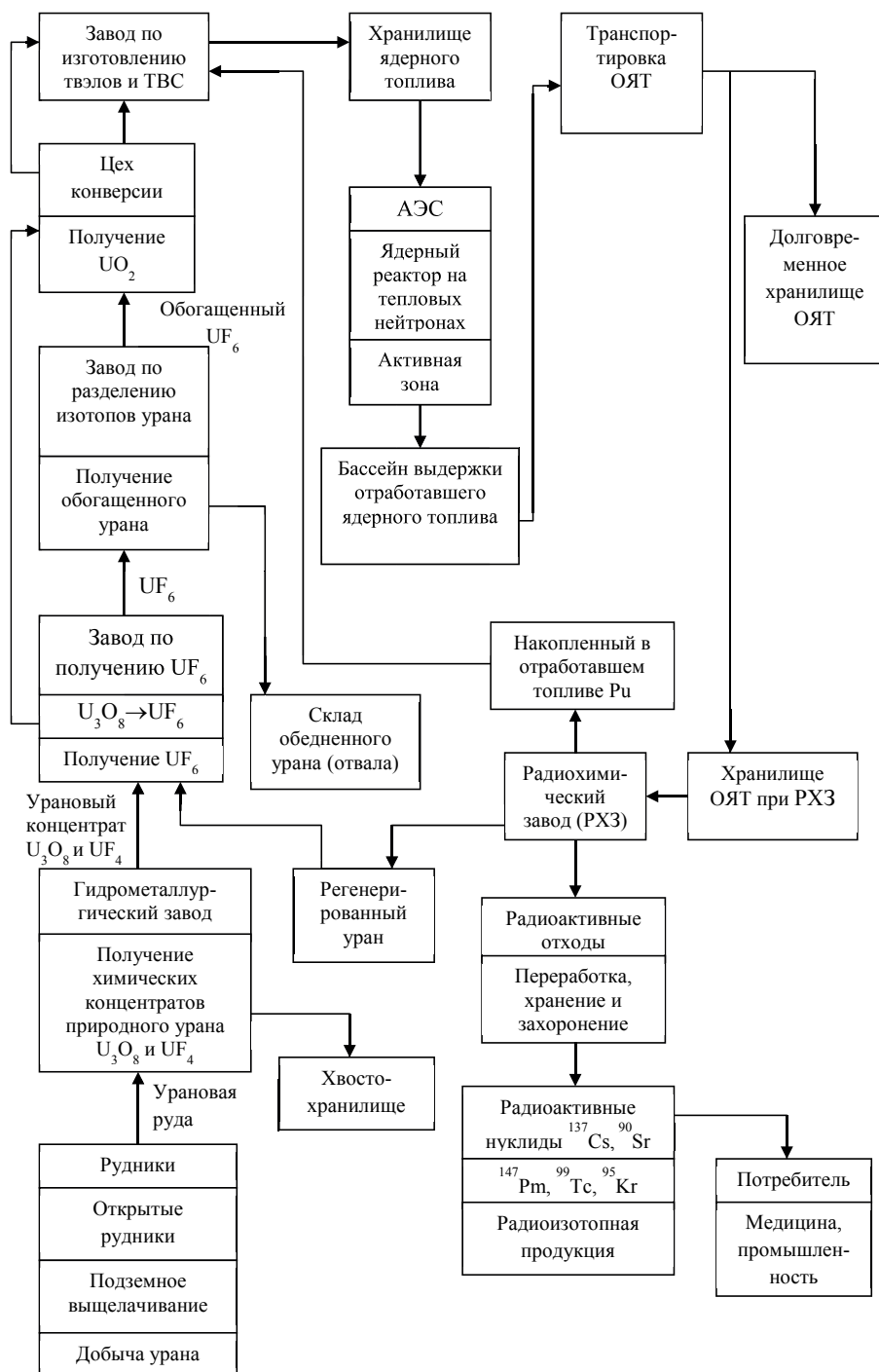


Рис. 1.10. Стадии ядерного топливного цикла

В цикл добавляется уран с радиохимического завода по регенерации топлива. Шестифтористый уран отправляется на завод по обогащению природного и регенерированного урана для повышения содержания изотопа ^{235}U . Для разделения изотопов урана требуются специальные методы (газодиффузионный и газоцентрифужный), так как разделяемые изотопы ^{235}U и ^{238}U представляют собой один химический элемент (т. е. не могут быть разделены химическими методами) и различаются только по массовому числу (235 и 238 а. е. м.). Эти методы чрезвычайно сложны и требуют значительных затрат энергии, времени и специального оборудования. Газодиффузионный метод основан на различии в скоростях проникновения гексафторидов урана-238 и урана-235 через пористые перегородки (мембраны). При пропускании газообразного урана через одну мембрану концентрация ^{235}U изменяется всего на 0,43 %, т. е. исходная концентрация ^{235}U возрастает с 0,710 до 0,712 %. Для значительного обогащения смеси ^{235}U процесс разделения необходимо многократно повторять. Так, для получения из природного урана смеси, обогащенной до 2,4 % по ^{235}U , и концентрации ^{235}U в обедненном уране (отвале) 0,3 % требуется около 840 ступеней. Каскад для получения высокообогащенного урана (90 % и выше) должен иметь 3000 ступеней.

Более эффективен газоцентрифужный метод, при котором гексафториды изотопов урана-235 и 238 вводятся в газовую центрифугу, которая вращается со скоростью 1500 оборотов в секунду. При этом возникает значительная центробежная сила, отжимающая уран-238 к стенке, а уран-235 концентрируется в зоне оси вращения. Для достижения требуемой степени обогащения газовые центрифуги объединяют в каскады, состоящие из десятков тысяч аппаратов.

Для перевода UF_6 после обогащения в диоксид урана UO_2 применяют «мокрый» (растворение в воде, осаждение и прокаливание) и «сухой» (сжигание UF_6 в водородном пламени) способы. Полученный порошок UO_2 прессуют в таблетки и спекают при температуре примерно 1750°C .

После обогащения два потока — обогащенный уран и обедненный уран — движутся разными путями. Обедненный уран хранится на диффузионном заводе, а обогащенный превращается в диоксид урана (UO_2) и отправляется на завод для изготовления твэлов.

На этих заводах UO_2 , предназначенный для реакторов, переводят в топливные таблетки. Таблетки разогревают и спекают, чтобы получить твердую плотную консистенцию (рис. 1.11). После обработки их помещают в трубки (оболочки) из циркония, приваривают с торцов заглушки, и получается **тепловыделяющий элемент**. Определенное число твэлов собирают вместе в единую конструкцию — **тепловыделяющую сборку** (ТВС).



Рис. 1.11. Топливные таблетки из UO_2

Готовые ТВС доставляют на АЭС в специальных контейнерах железнодорожным, автомобильным или морским транспортом. В некоторых случаях используют воздушный транспорт.

Во всем мире ведутся работы по повышению технических и экономических характеристик ядерного топлива. Наиболее важным требованием с точки зрения экономической эффективности ядерного топлива является увеличение глубины выгорания. Для более полного использования урана топливо должно находиться в активной зоне реактора дольше (см. табл. 1.8). Для увеличения кампании топлива совершенствуются конструкционные материалы, которые должны работать в более длительных и тяжелых условиях эксплуатации; топливные композиции (для снижения выхода продуктов деления); повышается жесткость каркасов ТВС.

Таблица 1.8
Современные и перспективные топливные циклы ВВЭР на обогащенном природном уране [11]

Страна	АЭС, блок	Состояние на 2014 г.			Ближайшая перспектива		
		Тип ТВС	Топливный цикл, месяцев	Тепловая мощность реактора, МВт	Тип ТВС	Топливный цикл, месяцев	Тепловая мощность реактора, МВт
Россия	БалАЭС 1–3	ТВС-2 М	18	3120	ТВС-2 М	18	3120
	РосАЭС 1, 2	ТВС-2 М	18	3120	ТВС-2 М	18	3120
	КалАЭС 1–4	ТВСА- плюс	18	3120	ТВСА-плюс	18	3120
	БалАЭС 4	ТВС-2 М	18	3120	ТВС-2 М	18	3210–3300
	РосАЭС 3	–	–	–	ТВС-2 М	18	3120
	АЭС-2006	–	–	–	типа ТВС-2 М	12–18	3200
Болгария	ТОИ	–	–	–	типа ТВС-2 М	18	3300
	Козлодуй 5,6	ТВСА	12	3000	ТВСА-12	12	3120
Китай	Тяньвань 1,2	ТВС-2 М	18	3000	ТВС-2 М	18	3120
	Тяньвань 3,4	–	–	–	ТВС-2 М	12–18	3000
Чехия	Темелин 1,2	ТВСА-Т	12	3120	ТВСА-Т	12	3120
Индия	Каданкулам 1	УТВС	12	3000	УТВС	12	3000
	Каданкулам 2	–	–	–	УТВС	12	3000
Иран	Бушер 1	УТВС	12	3000	УТВС	12	3000
Украина	ЗаАЭС, ЮУАЭС, ХмАЭС, РоваЭС	ТВСА	12	3000	ТВСА-12	12	3000

Для реакторов типа ВВЭР-1000 существуют два основных усовершенствованных вида ТВС (рис. 1.12): ТВСА (разработки ОКБМ имени И. И. Африкантова) и ТВС-2 М (разработки ОКБ «Гидропресс»).

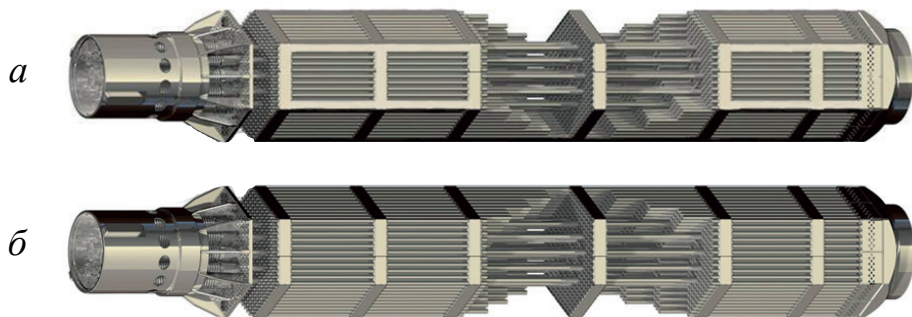


Рис. 1.12. Тепловыделяющие сборки для реактора ВВЭР:
а — ТВСА-PLUS, б — ТВС-2 М

Топливные сборки ТВСА-PLUS и ТВС-2 М обладают идентичными технико-экономическими характеристиками, обеспечивающими возможность повышения мощности РУ до 104 % от номинальной, 18-месячный топливный цикл (подпитка 66 шт.), выгорание в ТВэле — 72 МВт·сут/кг U, возможность эксплуатации в маневренном режиме, защиту от посторонних предметов.

Возрастающая доля выработки электроэнергии на АЭС в энергетическом балансе и переход к либеральному рынку электроэнергии потребует в ближайшие годы перевода части энергоблоков АЭС на работу в маневренном режиме. Такой режим эксплуатации, не использовавшийся раньше на АЭС, предъявляет и дополнительные требования к топливу и топливным циклам. Должно быть разработано топливо, сохраняющее высокие эксплуатационные характеристики в условиях переменных нагрузок.

1.4.3. Вторичные ресурсы. Отработавшее ядерное топливо

В результате работы атомной энергетики, как и при любой другой индустриальной деятельности, образуются продукты, которые не являются целью данного производства (производство электроэнергии из ядерного топлива, используемого в ядерных реакторах). Однако отработавшее ядерное топливо, которое экологи пытаются отнести к радиоактивным отходам, по сути не является ими, так как выгружаемые

из реакторов отработавшие ТВС содержат очень много ценных элементов (уран, плутоний, нептуний, америций, кюрий и др.), которые после соответствующей технологической переработки могут повторно использоваться в реакторах и для других целей.

Во время работы реактора загруженное в него ядерное топливо постепенно выгорает, число делящихся ядер в нем уменьшается и одновременно образуются продукты деления, часть которых сильно поглощает нейтроны, отрицательно влияя тем самым на процесс деления в реакторе (рис. 1.13). Ввиду этого после определенного срока, называемого кампанией топлива (3–4 года), ТВС должна быть выгружена из реактора. Сборки, извлеченные из реактора, называются облученными тепловыделяющими сборками (ОТВС), а находящееся в них ядерное топливо — отработавшим ядерным топливом (ОЯТ).

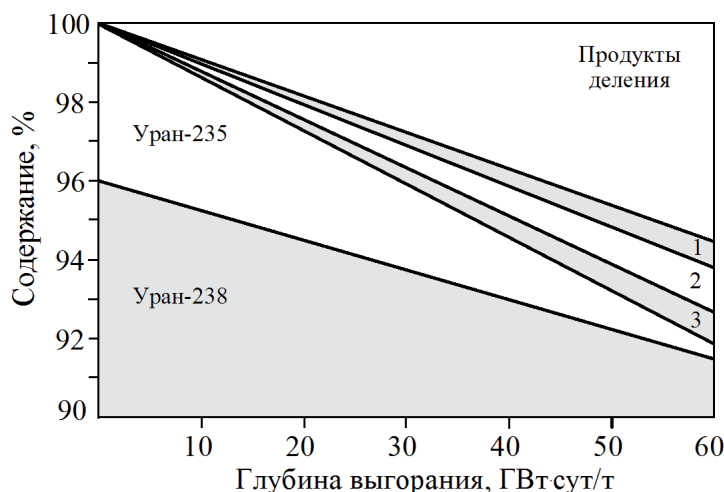


Рис. 1.13. Примерное изменение изотопного состава ядерного топлива в зависимости от глубины выгорания (начальное обогащение по урану-235—4 %): 1 — плутоний-240; 2 — плутоний-239; 3 — уран-236

В результате работы ядерного реактора мощностью 1000 МВт (эл.) типа ВВЭР-1000 с коэффициентом использования установленной мощности 75 % ежегодно образуется примерно 21 т ОЯТ.

В настоящее время в мире существуют два основных промышленно-реализованных варианта обращения с отработавшим топливом:

- однократный цикл, при котором топливо используется только один раз, после чего утилизируется как отходы;

- цикл с частичным повторным использованием, при котором ОЯТ перерабатывается с извлечением урана и плутония для их дальнейшего использования в реакторах, благодаря чему обеспечивается частичное замыкание топливного цикла.

На сегодняшний день заводы по переработке ОЯТ эксплуатируются во Франции, Индии, Японии, Российской Федерации и Великобритании; опытно-промышленные установки небольшой мощности имеются также в Китае. В той или иной форме переработку ОЯТ осуществляли или осуществляют Бельгия, Франция, Германия, Индия, Япония, Нидерланды, Российская Федерация, Швейцария и Великобритания.

Общемировая мощность установок по переработке отработавшего топлива составляет приблизительно 5150 т тяжелого металла (ТМ) в год, без учета завода «Роккашо-Мура» в Японии, ввод в эксплуатацию которого обеспечит дополнительную мощность около 800 т ТМ/год. Из указанной установленной мощности реально используется приблизительно 3000 т ТМ/год. Поскольку количество ежегодно выгружаемого из реакторов ОЯТ составляет около 10500 т ТМ уже на протяжении нескольких лет, то очевидно, что в настоящее время перерабатывается лишь около 30 % отработавшего топлива [12].

Хранение ОЯТ. ОЯТ обладает высокими радиоактивностью и температурой (из-за остаточных тепловыделений в результате радиоактивного распада продуктов деления) и представляет, следовательно, опасный материал. Поэтому отработавшие ТВС должны охлаждаться и быть надежно изолированы во избежание утечек радиоактивных веществ в окружающую среду. Отработавшие ТВС выдерживаются на АЭС в специальных бассейнах под слоем воды, которая служит не только защитой от излучения, но и является охлаждающей средой.

После нескольких лет выдержки в бассейне радиоактивность и тепловыделение ОЯТ заметно снижаются, и оно становится транспортным. Через год после выдержки тепловыделение снижается в 200 раз, радиоактивность — примерно в 100 раз.

Транспортировка ОЯТ. Транспортировка ОЯТ необходима для доставки его на завод по переработке или в долговременное хранилище. Транспортировку ОЯТ во всем мире производят тремя видами транспорта (автомобильным, железнодорожным и водным). Независимо от способа транспортировки ОЯТ главным условием этого процесса является безопасность, т. е. недопущение попадания радиоактивных веществ

в биосферу, в том числе и в случае аварии на транспорте. Для этого используются специальные герметичные контейнеры, которые выдерживают возможные внешние воздействия при аварийных ситуациях (падение на стальной стержень, плиту, воздействие высокой температуры при внешнем горении и т. д.). Требования к герметичности контейнеров разработаны МАГАТЭ и приняты более чем в 60 странах, а также Международной организацией гражданской авиации, Международной морской организацией и региональными транспортными организациями.

В России ОЯТ с АЭС перевозят железнодорожным транспортом (рис. 1.14), например, на завод РТ-2 ОЯТ поступает в специальных вагонах с горизонтальным расположением в них контейнеров.

Безопасность транспортировки ОЯТ по железным дорогам обеспечивается не только надежными контейнерами, но и дополнительными мерами административного характера: обязательное спецсопровождение, дополнительный контроль, обслуживание в процессе перевозки, «зеленый коридор» и т. д.

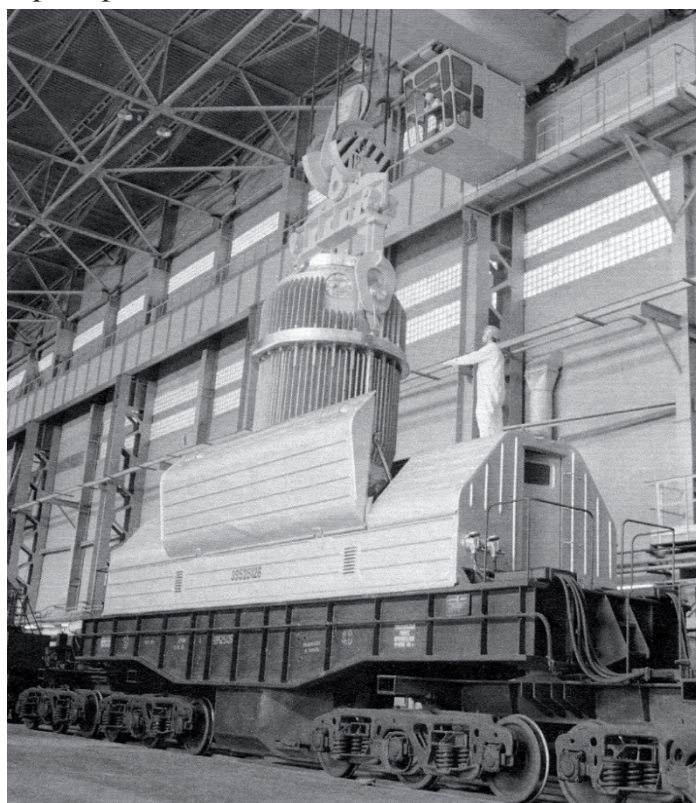


Рис. 1.14. Выгрузка контейнера для транспортировки ОЯТ

Транспортировка ОЯТ осуществляется на разные расстояния — внутри одной страны, между странами одного или разных континентов. Франция, например, осуществляет перевозку ОЯТ на радиохимический завод «Согема» как со своих собственных АЭС, так и из Германии, Швейцарии, Бельгии, Испании, Индонезии, Нидерландов, Кореи, Тайваня, Японии, Мексики. При этом все зарубежные организации, занимающиеся транспортировкой ОЯТ, являются прибыльными коммерческими компаниями.

Радиохимическая переработка ОЯТ. Переработка отработавших ТВС производится с целью извлечения делящихся материалов (в первую очередь урана и плутония) для дальнейшего их использования в качестве топлива ядерных реакторов.

В России с 1977 г. действует завод радиохимической переработки ОЯТ РТ-1 проектной мощностью 400 т тяжелого металла в год, расположенный на территории Производственного объединения «Маяк» (Челябинск-65). Завод создан на базе первого в России радиохимического объекта по производству оружейного плутония, пущенного в эксплуатацию в 1948 г. Нарботка оружейного плутония была прекращена в 1987 г. На РХЗ перерабатывается ОЯТ реакторов ВВЭР-440, атомных подводных лодок, ледоколов, исследовательских реакторов и реакторов на быстрых нейтронах. Экономическая выгода переработки части топлива обусловлена своеобразием сложившейся структуры большой и малой, в том числе и военной, ядерной энергетики. Целесообразность переработки отработавшего высокообогащенного топлива очевидна ввиду высокого содержания урана-235. Смещение высокообогащенного регенерированного урана с ураном, полученным из отработавшего топлива ВВЭР-440, имеющего относительно низкое выгорание по урану-235, позволяет получать слабообогащенное топливо для всех реакторов РБМК. Опытная эксплуатация рециклированного топлива ведется на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. Полученный плутоний направляется на временное хранение.

Для основного количества ОЯТ в России принята концепция промежуточного хранения, что не является отложенным решением, а рассматривается как технологическая стадия, которая существенно снижает радиоактивность продукта и облегчает дальнейшую радиохимическую переработку в целях обеспечения широкомасштабной энергетики будущего.

Росатом приступил к практической реализации этой концепции, начав работы по созданию централизованного хранилища ОЯТ на Гор-

но-химическом комбинате, где в перспективе запланировано размещение радиохимического комплекса РТ-2. Начало строительства завода РТ-2 под Красноярском было положено 29 мая 1976 года. Завод проектной мощностью 1500 т/год предназначался для приема, хранения, временной выдержки и последующей переработки отработавшего ядерного топлива с АЭС. В настоящее время ГХК получает ОЯТ с АЭС России, Украины, Болгарии, на которых эксплуатируются реакторы ВВЭР-1000.

Горно-химический комбинат имеет большой опыт транспортировки и хранения ОЯТ. С 1985 г. действует мокрое хранилище (ХОТ-1), где ОТВС хранятся под слоем воды не менее 2,5 м. Это обеспечивает надежную защиту от всех видов излучения. Проектная емкость хранилища 6000 т (по урану). Выполняются работы по увеличению полезной емкости до 8600 т. В настоящее время рядом с «мокрым» хранилищем строится сухое хранилище в камерном варианте общей емкостью 38000 т ОЯТ, из них 27000 т — для хранения ОТВС реакторов РБМК-1000 и 11000 т — для ОТВС реакторов ВВЭР-1000, проект которого разработал ФГУП «Главной институт ВНИПИЭТ» (г. Санкт-Петербург). Главный корпус сухого хранилища (ХОТ-2) представляет собой монолитное железобетонное здание, в состав которого входят отделение приема и подготовки ОЯТ к хранению и отделение хранения ОЯТ.

Перед установкой ОЯТ на длительное хранение ОТВС помещаются в специальные пеналы, изготовленные из нержавеющей стали. Для улучшения теплосъема пеналы заполняют азотом или аргоном, а затем герметизируют. Подготовленные пеналы со сборками устанавливаются в гнезда из нержавеющей стали, находящиеся в перекрытии монтажного зала хранилища. Через гнезда проходит воздух для охлаждения пеналов с ОТВС.

Сухое хранилище создается на основе недостроенных зданий завода РТ-2. ХОТ-2 будет оснащен современными системами контроля радиационной и ядерной безопасности. Комплекс хранилища ХОТ-2 обеспечит безопасное долговременное хранение ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 и передачу его в дальнейшем на радиохимическую переработку или подземную изоляцию.

Переработка ОЯТ означает замкнутый ЯТЦ, включая рециклирование урана и плутония. При переработке ОЯТ образуются в незначительном количестве радиоактивные отходы (высокоактивные продук-

ты деления), которые подлежат дальнейшей переработке в устойчивые и компактные формы и окончательному удалению (захоронению).

1.4.4. Перспективные ЯТЦ

Все исследовательские программы, направленные на создание более современных топливных циклов с трансмутацией, ориентируются, главным образом, на системы реакторного типа, использующие нейтроны быстрого спектра, хотя продолжаются некоторые работы и в области ускорительных систем.

ЯТЦ на основе быстрых реакторов (рис. 1.15) позволяет минимизировать объемы РАО и оптимизировать потребление природных ресурсов. Трансмутация трансурановых элементов наиболее эффективна в быстрых реакторах. Большинство трансурановых элементов могут делиться под воздействием нейтронов быстрого спектра с выделением энергии. Поэтому в высокоактивные отходы перейдет меньшее их количество.

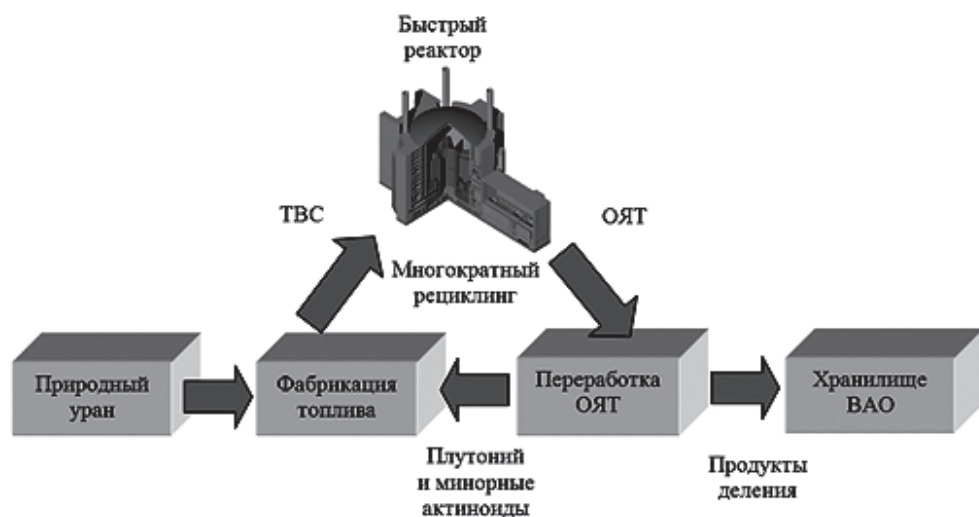


Рис. 1.15. Топливный цикл на основе быстрых реакторов

В зависимости от цены на уран, а также стоимости рециклирования ядерных материалов и расходов на реализацию back-end, коммерчески привлекательным может оказаться и ториевый топливный цикл. Однако до сих пор данная технология еще не достигла уровня, позволяющего свободный выход на рынок. Лишь Индия в настоящее время ориентируется на данный вариант топливного цикла.

Варианты применения ториевого топлива в замкнутом ЯТЦ на основе легководных или тяжеловодных реакторов, самостоятельно или в сочетании с быстрыми реакторами, выглядят более привлекательно с точки зрения эффективного использования ресурсов. Международный форум «Поколение IV» рассматривает реакторы с теплоносителем из расплава солей и уран-ториевым топливным циклом в качестве возможной долгосрочной альтернативы быстрым реакторам на уран-плутониевом топливе. Однако применение тория с полным рециклированием ^{233}U может быть реализовано только в долгосрочной перспективе, поскольку для него по-прежнему необходимо выполнить значительный объем исследовательских работ и технологических разработок, а также технико-экономических обоснований для подтверждения рентабельности [12].

Результаты анализа замыкания ЯТЦ показывают, что системные проблемы действующей ядерной энергетики (непрерывно возрастающее количество ОЯТ и РАО и неэффективное использование природного урана) решаются при формировании ядерной энергетической системы, в состав которой входят реакторы на быстрых нейтронах с улучшенными параметрами воспроизводства топлива в сочетании с реакторами ВВЭР при обеспечении переработки, рециклирования и регенерации топлива. В настоящее время разрабатывается проект ВВЭР-ТОИ, предусматривающий работу в маневренном режиме и возможность использования МОКС-топлива.

Технология быстрых натриевых реакторов рассматривается в России как приоритетная, т. к. в ближайшей и среднесрочной перспективе отсутствует альтернатива внедрению в замкнутый ЯТЦ иной реакторной технологии. Россия имеет значительный научно-технический и проектный задел в данной технологии. АЭС с реактором БН-600 эксплуатируется с 1980 г. В декабре 2015 г. в энергосистему включен энергоблок с реактором БН-800. Разрабатывается проект реактора БН-1200, который может быть использован в ядерной системе четвертого поколения с замыканием ЯТЦ.

Ядерная энергетическая система с ВВЭР и БН в замкнутом ЯТЦ предполагает опытно-промышленный комплекс БН-800 с инфраструктурой для отработки технологий замыкания ЯТЦ (с 2016 г.); промышленный энергокомплекс (ПЭК), включающий энергоблоки с реакторами БН-1200 и инфраструктуру замкнутого ЯТЦ (с 2025 г.); сооружение энергоблоков с ВВЭР в соответствии с инвестиционной

программой ГК «Росатом»; переработку ОЯТ ВВЭР для использования плутония в БН (с 2020 г.), эксплуатацию реакторов ВВЭР с МОКС-топливом на основе ОЯТ БН (с 2029 г.).

Ключевыми событиями по замыканию ЯТЦ до 2035 г. являются: ввод в эксплуатацию заводов по производству МОКС-топлива для реактора БН-800, БН-1200 (до 2025 г.), ВВЭР–ТОИ (до 2028 г.); сооружение модуля по переработке ОЯТ реакторов БН-800 и БН-1200 (до 2025 г.); разработка технического проекта головного энергоблока БН-1200 в составе ПЭК с замыканием ЯТЦ (2016); переработка ОЯТ ВВЭР (2025); сооружение пяти блоков БН-1200 (2025–2035 гг.); начало эксплуатации ВВЭР на МОКС–топливе (2030) [13].

Одним из факторов, требующих скорейшего внедрения замкнутого ЯТЦ, является опережающий по отношению к установленной мощности рост расходов концерна Росэнергоатом на оплату услуг по обращению с ОЯТ. В перспективе, после передачи ОЯТ из федеральной собственности в собственность генерирующей компании, оплата услуг за обращение с ОЯТ полностью ляжет на плечи концерна. Вывод из эксплуатации энергоблоков еще более осложнит проблему ОЯТ. В результате себестоимость электроэнергии концерна может оказаться неудовлетворительной для рыночных условий.

Масштабы и время перехода на замкнутый топливный цикл в каждой из стран определяются балансом ядерного топлива и энергетическими потребностями. В странах с развитой атомной энергией и отсутствием потребности в ее быстром развитии (Франция, Япония, Корея, США) переход на коммерческое использование быстрых реакторов планируется ближе к середине столетия. Для стран с развивающейся атомной энергетикой (Россия, Индия, Китай) внедрение замкнутого ЯТЦ с быстрыми реакторами актуально уже сейчас.

1.4.5. Радиоизотопная продукция

Со времени открытия радиоактивности ученые научились получать радиоизотопы с заранее определенными свойствами, которые используются в различных областях науки и техники (в медицине, биологии, дефектоскопии и т. д.). Возникла новая область медицины — **ядерная медицина**, в которой радиоизотопы используют как для идентификации начальной стадии заболевания за несколько месяцев до его появления, так и для целенаправленного воздействия на ткани органов в терапевтических целях. Эра современной ядерной медицины исчис-

ляется с 14 июня 1946 года — со дня публикации американским журналом «Science» объявления о том, что радиоактивные изотопы могут поставляться по заявкам потребителей.

В России основы использования энергии атома в области биологии были заложены И. В. Курчатовым на рубеже 40...50 гг. XX века. В тот период начала формироваться новая отечественная отрасль — ядерная медицина, включающая два основных направления с использованием радионуклидов: диагностику и лечение.

Более 40 лет назад в Обнинске был создан Институт медицинской радиологии АМН СССР¹, перед которым стояли научные и практические задачи по изучению особенностей воздействия ионизирующих излучений на организм человека и разработке на их основе новых методов диагностики и лечения.

Современные методы диагностики разделяются на «ин vivo» и «ин vitro». Первые основаны на введении человеку радиофармацевтических препаратов (РФП), а также на определении в организме естественных радионуклидов. Эти методы позволяют обеспечить неинвазивное исследование структуры и функции практически всех органов и систем человека с высокой точностью и достоверностью при малой лучевой нагрузке на пациента и персонал.

«Ин vitro» радиоиммунологические методы используют для определения содержания биологически активных веществ (гормонов, ферментов, опухолевых антигенов, лекарств и т. д.) в образцах сыворотки крови, плазмы, мочи и т. п.

Методы радионуклидной диагностики играют исключительно важную роль во всех областях медицины. Практически все методы визуализации, применяемые в ядерной медицине, являются более информативными, точными и обладают более высокой разрешающей способностью, так как выявляют функциональные изменения органов и тканей на ранней стадии и буквально на клеточном уровне.

Радионуклидная терапия — это второе направление ядерной медицины. Оно основано на применении открытых источников бета- и альфа-излучения. Полная реализация энергии излучателей на расстоянии до нескольких миллиметров позволяет создавать высокие дозы радиации в органе-мишени без повреждения окружающих нормальных тканей.

¹ В настоящее время — Медицинский радиологический научный центр РАМН (МРНЦ РАМН).

В промышленности для контроля сварных соединений, основного металла оборудования и трубопроводов широко используют радиационные методы контроля, основанные на способности ионизирующего излучения, в том числе гамма-излучения радионуклидов, неодинаково проникать через различные материалы и поглощаться в них в зависимости от толщины, рода (плотности) материалов и энергии излучения. Для выявления дефектов в изделии с одной стороны устанавливают источник излучения, с другой — детектор, регистрирующий информацию о внутреннем строении контролируемого объекта (рис. 1.16). Излучение от источника, проходя через изделие в дефектном и бездефектном местах, будет поглощаться по-разному и выходить на детектор (например, радиографическую пленку) с разной интенсивностью. В результате дефект (например, пора, трещина) будет виден на радиографическом снимке. В качестве радионуклидов в промышленной дефектоскопии наиболее часто используют тулий ^{170}Tm , селен ^{75}Se , иридий ^{192}Ir , цезий ^{137}Cs и кобальт ^{60}Co .

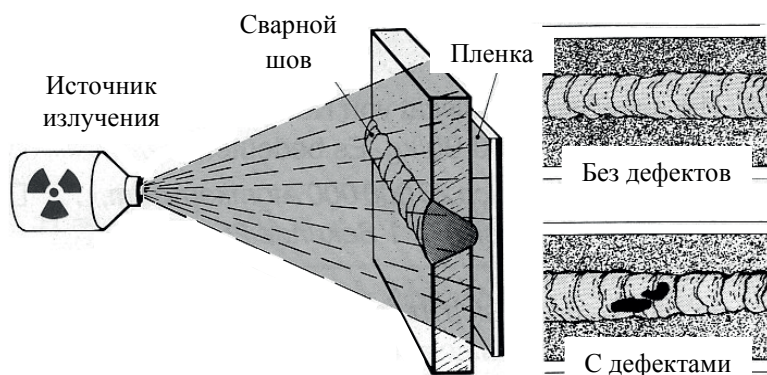


Рис. 1.16. Гамма-дефектоскопия (радиография) сварного шва

Получение радионуклидов путем нейтронного облучения мишеней в ядерных реакторах является основным способом их производства. Ядерные реакторы — генераторы огромного количества искусственных радионуклидов, основные из которых — продукты деления и актиноиды. К продуктам деления принято относить не только радионуклиды, полученные непосредственно в результате реакций деления тяжелых ядер, но и те радионуклиды, которые образовались в результате радиоактивных превращений и ядерных реакций на радиоактивных и стабильных продуктах деления.

В ядерных реакторах образуются радионуклиды с массовыми числами от 72 до 166 и около 60 актиноидов — трансурановых и транс-плутониевых элементов. Краткие сведения об актиноидах на момент окончания трехлетней кампании энергетических реакторов приведены в табл. 1.9.

Таблица 1.9

Концентрация актиноидов в ОЯТ энергетических реакторов, г/т

Нуклид	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
^{235}U	12700	12300	2940
^{236}U	4280	5730	2610
^{238}U	942000	929000	962000
^{238}Pu	75,6	126	68,6
^{239}Pu	5490	5530	2630
^{240}Pu	1980	2420	2190
^{244}Cm	14,8	31,7	5,66
^{241}Am	517	616	293
^{243}Am	69,3	120	73,8

Образуются также другие радионуклиды из числа долгоживущих продуктов деления: ^{79}Se ($6,5 \times 10^4$ лет)¹; ^{93}Zr ($1,53 \times 10^6$ лет); ^{99}Tc ($2,5 \times 10^5$ лет); ^{107}Pd ($6,5 \times 10^6$ лет); ^{126}Sn (1×10^5 лет); ^{129}I ($1,57 \times 10^7$ лет) и ^{135}Cs ($2,3 \times 10^6$ лет). Тройное деление тяжелых ядер, вероятность которого невелика, сопровождается образованием ^3H и ^{14}C .

Выгружаемое из ядерных реакторов ОЯТ содержит свыше 300 продуктов деления. Наибольшую ценность представляют: ^{237}Np , ^{242}Cm и ^{241}Am (материалы мишеней для получения ^{238}Pu), ^{243}Am (материал мишеней для получения ^{244}Cm и других трансуранов), ^{238}Pu , ^{90}Sr , ^{244}Cm , ^{147}Pm (источники тепла и излучений), ^{137}Cs и ^{144}Ce (источники излучений), ^{85}Kr (источник света). Концентрация радиоактивных материалов в ОЯТ значительна. В одной тонне ОЯТ (исходное обогащение 2,4 % при выгорании более 25 ГВт·сут/т) содержится: ^{241}Am — 50 г, ^{244}Cm — 31 г, ^{238}Pu — 168 г, ^{237}Np — 450 г, ^{85}Kr — 20 г, ^{90}Sr — 600 г, ^{137}Cs — 1000 г, ^{147}Pm — 100 г.

В каждой тонне ОЯТ содержится около 10 кг плутония, который не имеет оружейного качества. На энергоблоках АЭС в 30 странах мира ежегодно образуется 60–70 т плутония. **Энергетическая ценность 1 г плутония эквивалентна 1 т нефти.** Вторичное использование плутония может осуществляться в обычных реакторах на тепловых или на бы-

¹ В скобках указано значение периода полураспада радионуклиода.

стрых нейтронах. В ОЯТ 3 % массы исходного урана составляют продукты деления, т. е. практически сами отходы. Остальное — ядерное топливо: недоиспользованный уран (96 %) и наработанный плутоний (1 %). Регенерированное ядерное топливо (уран) может быть повторно использовано.

Производство радионуклидов из ОЯТ начало развиваться в начале 60-х гг. XX в. В настоящее время оно осуществляется в нескольких странах и оценивается как одно из перспективных направлений производства радионуклидов. Масштабы производства таких радионуклидов определяются мощностями действующих заводов по переработке ОЯТ, наличием установок для выделения ценных радионуклидов из отходов переработки ОЯТ, а также спросом на выделяемые радионуклиды.

Применение радиоактивных нуклидов в качестве источников тепла в автономных энергетических установках в диапазоне мощностей от нескольких микроватт до 10 кВт является относительно новой и перспективной областью их использования. Наиболее разработаны и используются радионуклидные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ), где применяется термоэлектрический метод преобразования энергии радиоактивного распада в электрическую энергию. Это обусловлено тем, что они просты в изготовлении, надежны в работе и имеют ресурс до 25 лет.

В настоящее время основными областями применения РИТЭГ является энергообеспечение бортовой аппаратуры космических летательных аппаратов, автоматических навигационных, метеорологических наземных и морских станций.

Применение радионуклидов в качестве источников тепла (РИТ) основано на использовании энергии, выделяющейся при распаде радиоактивных изотопов.

Характерно, что 80 % действующих наземных и морских энергосистем работают на ^{90}Sr , примерно 20 % — на ^{238}Pu и ^{60}Co , в космической и военной аппаратуре преобладает использование ^{238}Pu . Значительно реже используется ^{147}Pm . В настоящее время источники тепла различной мощности типа РИТ-238, РИТУ-90 и РИТ-90 изготовлены на основе радионуклидов ^{238}Pu и ^{90}Sr - ^{90}Y .

Таким образом, возможность получения радионуклидов для последующего использования является характерной особенностью технологии переработки облученного топлива. В настоящее время радио-

нуклиды находят все более широкое применение в промышленности, научных исследованиях, медицине и малой энергетике.

Привлекает внимание возможность извлечения из выдержанного длительное время ОЯТ энергетических реакторов нуклидов платиновой группы, так как расчеты показывают, что общее количество металлов Ru, Rh и Pd в ОЯТ может быть соизмеримо с природными ресурсами этих элементов.

1.5. Радиоактивные отходы

Радиоактивные отходы (РАО) образуются при производстве электроэнергии на АЭС, переработке ОЯТ, в результате использования радиоизотопной продукции в промышленности, медицине, сельском хозяйстве, а также в результате деятельности человека, при которой происходит увеличение концентрации радиоактивных элементов природного происхождения.

РАО различаются по содержанию радиоактивных веществ, их активности, по физическим и химическим свойствам. В системе классификации РАО по их физическим, химическим и радиологическим свойствам [«Классификация радиоактивных отходов» (Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSG-1)] выделены шесть классов отходов: освобожденные отходы (ОО), очень короткоживущие отходы (ОКЖО), очень низкоактивные отходы (ОНАО), низкоактивные отходы (НАО), среднеактивные отходы (САО) и высокоактивные отходы (ВАО).

После определения характеристик отходы преобразуют в форму, пригодную для захоронения. Предварительно из отходов удаляют нерадиоактивные примеси, уменьшают размеры, корректируют химические свойства, в некоторых случаях производят дезактивацию для удаления поверхностных загрязнений.

Для обработки отходов используют различные методы, позволяющие уменьшить их объемы (сжигание, выпаривание и т. д.). Кондиционирование производят путем цементирования, битумирования, иммобилизации радионуклидов в стеклянной или минеральной матрице.

Безопасность для населения и окружающей среды в долгосрочном плане достигается посредством захоронения РАО. До окончательного

захоронения производится их хранение в специальных хранилищах, обеспечивающих локализацию и изоляцию РАО, с возможностью их последующего извлечения. Хранение является промежуточной мерой и обеспечивает распад короткоживущих радионуклидов, отвод тепло-выделений, накопление достаточного объема отходов, позволяющего произвести их эффективную переработку.

Проектирование и сооружение подземных установок для захоронения необходимо осуществлять в таких геологических условиях, которые пригодны для изоляции опасных отходов от окружающей среды в течение сотен тысяч лет, в течение которых будет происходить радиоактивный распад отходов до безопасного для населения или окружающей среды уровня.

По единодушному мнению международных экспертов для безопасного захоронения таких отходов следует использовать глубинные геологические формации.

В настоящее время рядом стран осуществляется геологическое захоронение РАО. В Германии и США существуют пункты геологического захоронения НАО и САО. В Финляндии, Франции и Швеции разрабатываются площадки для захоронения ВАО и ОЯТ и, если будет получено разрешение регулирующих органов, в 20-х гг. XXI века должны начаться операции по размещению отходов.

Для подтверждения надежности изоляции РАО в хранилищах в течение длительного времени в ряде стран проводятся испытания методов захоронения и исследуются геологические условия в специальных подземных лабораториях. Так, в Чехии исследуются варианты создания геологического хранилища ВАО в гранитном массиве или в аналогичной среде. Во Франции национальное агентство по обращению с РАО проводит испытания пород на предмет удержания и изолирования радиоактивных отходов высокого уровня активности в течение нескольких сотен тысяч лет в подземной лаборатории неподалеку от Буре.

Проведенные исследования показали жизнеспособность захоронения в породах каменной соли (Германия), кристаллических породах (Канада, Япония, Швейцария и Швеция), пластичных глинах (Бельгия) и аргиллитах (Франция и Швейцария). Россия и Китай планируют в ближайшее десятилетие создать подземные исследовательские лаборатории.

Для минимизации объемов отходов и масштабов воздействия

на окружающую среду разрабатываются новые технологии переработки ОЯТ и захоронения РАО.

Рециклирование и повторное использование сводят объем отходов к минимуму. Эта концепция наряду с оптимальным использованием природных ресурсов является основой замкнутого ЯТЦ, в котором пригодные к повторному использованию компоненты отработавшего топлива рециклируются и не считаются отходами.

Содержание в ОЯТ старших актинидов (урана и плутония), младших актинидов (нептуния, америция и кюрия) и продуктов деления определяет его высокую радиотоксичность. Поэтому ОЯТ относится к высокоактивным отходам и должно быть локализовано и изолировано от биосферы в глубинных геологических формациях на сотни тысяч лет.

ОЯТ может подвергаться переработке в целях выделения и/или преобразования долгоживущих радиоактивных элементов в менее опасные и менее долговечные формы. Плутоний и младшие актиниды извлекают из ОЯТ путем химического разделения. Затем производится трансмутация, в ходе которой трансурановые элементы (нептуний, плутоний, америций и кюрий) уничтожаются путем ядерного деления в специальном ядерном реакторе. Трансмутация возможна в различных типах реакторов (например, ВВЭР), но наиболее эффективно происходит в реакторах на быстрых нейтронах.

При использовании быстрых реакторов в сочетании с новыми технологиями ЯТЦ можно перерабатывать старшие и младшие актиниды без задействования систем глубокой очистки, как в случае с существующими заводами по переработке топлива в Индии, Российской Федерации, Франции и Японии.

Рециклирование актинидов в быстрых реакторах обеспечит значительное сокращение объема отходов, тепловой нагрузки и времени, необходимого для уменьшения радиотоксичности до уровня природной урановой руды.

Технически возможно получать РАО, которые будут распадаться до таких природных уровней за 300–400 лет, а не за 250 тыс. лет, как в случае прямого захоронения ОЯТ (см. рис. 1.17).

Еще одним направлением, позволяющим снизить количество образующихся трансурановых элементов в расчете на единицу вырабатываемой электроэнергии, является использование тория вместо урана, а также применение реакторов с повышенным выгоранием топлива (например, высокотемпературных газоохлаждаемых и жидкосолевых реакторов).

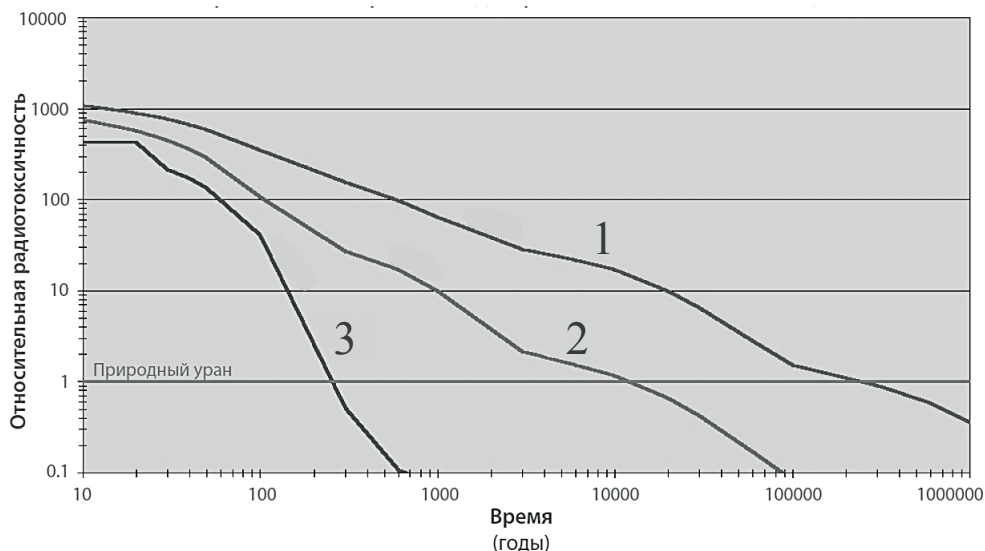


Рис. 1.17. Радиотоксичность ядерных отходов по прошествии времени для различных топливных циклов: 1 — прямое захоронение отработавшего топлива, отходы содержат Pu+MA+PD; 2 — рецикл плутония, отходы содержат MA+PD; 3 — рецикл Pu+MA, отходы содержат PD, где MA — младшие актиниды, PD — продукты деления [14]

Закон РФ «Об обращении с радиоактивными отходами». Область обеспечения ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ) подразделяется на ряд сегментов, относящихся к различным видам и стадиям жизненного цикла объектов использования атомной энергии (ОИАЭ).

К первому сегменту относится обеспечение эксплуатационной безопасности действующих объектов. Этот сегмент включает:

- проектирование и сооружение объектов на основе требований безопасности;
- эксплуатацию объектов, их ремонт и поддержание ресурса в соответствии с технологическими и эксплуатационными документами;
- обращение с РАО и ОЯТ, образующимися при эксплуатации объектов, до момента их удаления с объектов.

Ко второму сегменту относится обеспечение ЯРБ при выводе объектов из эксплуатации. Этот сегмент включает:

- разработку проектов вывода объектов из эксплуатации на основе оптимизации соотношения «польза-вред»;

- работы по демонтажу объектов, дезактивации и реабилитации территорий;
- обращение с РАО и ОЯТ, образующимися при выводе объекта из эксплуатации, до момента их удаления с объектов.

К третьему сегменту относится обеспечение ЯРБ при обращении с РАО и ОЯТ, образующимися при эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов, после их удаления с объектов. Федеральным законом «Об использовании атомной энергии» (ст. 48) установлено, что хранение или захоронение РАО должно предусматриваться проектной или технической документацией в качестве обязательного этапа любого цикла ядерной технологии. В этом случае предполагается, что обеспечение безопасности осуществляется в соответствии с известными технологиями.

В зависимости от видов и стадий жизненного цикла объектов этот сегмент включает деятельность по сбору, сортировке, переработке, кондиционированию, транспортированию, перевозке, приему, хранению РАО и ОЯТ, захоронению РАО.

К четвертому сегменту обеспечения ЯРБ относится проблема негативного наследия «советского атомного проекта». Помимо существенных денежных затрат она потребует от Госкорпорации «Росатом» новых, нередко нестандартных подходов к решению проблем, накопившихся еще с советских времен: новых методов по переработке и хранению ОЯТ и РАО, новых способов реабилитации загрязненных территорий и т. д.

В соответствии с Основами государственной политики по обеспечению ЯРБ для решения этих непростых проблем Правительство РФ (Постановление № 444 от 13 июля 2007 г.) утвердило федеральную целевую программу «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее ФЦП ЯРБ). ФЦП ЯРБ нацелена на инвентаризацию и решение наиболее острых и приоритетных проблем обеспечения ядерной и радиационной безопасности и позволяет приступить к поэтапному решению накопленных проблем в сфере так называемого ядерного наследия.

Для эффективного и скоординированного функционирования всех перечисленных сегментов обеспечения ЯРБ необходима соответствующая законодательная база.

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» достаточно подробно регламентирует обеспечение ядерной и радиацион-

ной безопасности ядерных установок на стадиях их размещения, проектирования, сооружения и эксплуатации, а также правовой статус эксплуатирующих организаций и механизмы государственного регулирования безопасности.

Однако вопросы вывода атомных объектов из эксплуатации, обращения с РАО и ОЯТ изложены в нем рамочно, что недостаточно для практического применения.

Кроме того, установленные этим законом механизмы государственного регулирования безопасности не дифференцированы в зависимости от потенциальной величины и характера контролируемой опасности, как того требуют принципы МАГАТЭ. Именно поэтому возникают непреодолимые трудности с применением норм указанного закона к радиационным источникам.

Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» достаточно полно регламентирует обеспечение радиационной безопасности как ядерных установок, так и радиационных источников. Однако и в нем не урегулированы многие аспекты безопасного вывода объектов из эксплуатации, обращения с РАО и ОЯТ.

Разработка законопроекта «Об обращении с радиоактивными отходами» началась в начале 1990-х годов при активном участии специалистов Госсанэпиднадзора (ФУМБЭП и Институт биофизики). Значимость закона определяется тем, что обращение с радиоактивными отходами присутствует во всех сегментах обеспечения безопасности, занимая в них существенное, а в ряде случаев — основное место. Это мнение неоднократно поддерживалось Государственной Думой и Правительством Российской Федерации.

Опыт работы над законопроектом показывает, что правовая схема создания основ единой государственной системы в области обращения с РАО не может быть в полной мере применена к проблемам обращения с ОЯТ и вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Очевидно, что здесь требуются новые подходы и законодательные решения.

Законопроектом определяются следующие основные положения:

- создается единая государственная система обращения с РАО;
- устанавливается обязанность производителей РАО приводить РАО в пригодное для безопасного захоронения состояние и передавать их для захоронения национальному оператору. Сроки нахождения РАО у производителей ограничиваются лимитами, устанавлива-

емыми органом государственного управления в области обращения с РАО по согласованию с органами государственного управления использованием атомной энергии;

- определяется, что финансирование работ по захоронению РАО (транспортирование, долговременное хранение и окончательная изоляция РАО, сооружение и лицензирование объектов долговременного хранения и окончательной изоляции, закрытие объектов окончательной изоляции и вывод из эксплуатации долговременных хранилищ, радиационный и экологический мониторинг) ведется на основе разовых платежей производителя — для нерегулярных производителей РАО; на основе отчислений в специальные резервные фонды Госкорпорации «Росатом» — для организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (регулярных производителей РАО, при работе которых ежегодно образуется более 99 % всех РАО в России); в определяемом Правительством Российской Федерации порядке — для РАО, находящихся в федеральной собственности;

- положение, по которому захоронение РАО могут осуществлять только национальный оператор и определенные Правительством Российской Федерации отдельные крупные производители РАО;
- в отношении накопленных РАО предусмотрены два варианта действий: их удаление для последующего захоронения или захоронение непосредственно в местах их нахождения при обеспечении необходимого уровня безопасности. Выбор варианта определяется из требований безопасности и экономической целесообразности;
- предусматривается ведение реестра РАО и кадастра пунктов захоронения РАО.

Единая государственная система обращения с РАО предусматривает деятельность уполномоченных на это федеральных органов исполнительной власти и организаций, включая:

- орган государственного управления в области обращения с РАО;
- федеральные органы исполнительной власти, осуществляющие государственное управление использованием атомной энергии, — органы управления использованием атомной энергии в пределах полномочий по обращению с РАО;
- федеральные органы исполнительной власти, осуществляющие государственное регулирование безопасности при использова-

нии атомной энергии, — органы государственного регулирования безопасности в пределах полномочий по обращению с РАО;

- федеральные органы исполнительной власти, осуществляющие государственный надзор за ядерной и радиационной безопасностью при обращении с РАО, образующимися в результате осуществления видов деятельности, связанных с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения;
- национального оператора;
- специализированные организации;
- производителей РАО.

В настоящее время разработана «дорожная карта» создания единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами. В работах принимали участие ведущие специалисты Департамента ядерной и радиационной безопасности, организации лицензионной и разрешительной деятельности ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН, ВНИПИпромтехнологии, ВНИИХТ, ФГУП «Федеральный центр ядерной и радиационной безопасности», ФГУП «ЦНИИатоминформ», ГИ ВНИПИЭТ, Института государства и права РАН.

«Дорожная карта» основывается на информации о географии образования, количестве и характеристиках накопленных РАО, планируемой динамике их образования, производителях РАО (в том числе регулярных), технологиях обращения с отходами, финансово-экономических моделях и оценках, предполагаемой структуре и технологическом облике системы.

Документ содержит общую характеристику единой системы обращения с РАО, основные направления деятельности по ее реализации (общесистемное нормативно-правовое регулирование, организационное, финансово-экономическое, научно-техническое, технологическое и информационное обеспечение системы, организация обращения с удаляемыми и особыми РАО), а также описание этапов создания системы.

«Дорожная карта» устанавливает систему управления проектами, которая включает составление плана-графика работ, определение ключевых моментов и их взаимосвязей, контроль хода реализации мероприятий, оценку рисков и затрат, текущий финансовый контроль, а также справочно-информационное обеспечение работ.

Согласно «дорожной карте» принятие Федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами» планировалось в 2009 г. Государственная Дума приняла в третьем чтении законопроект 29 июня 2011 г. После принятия закона создаются специализированный фонд и современная нормативная база в этой области, вводятся лимиты хранения РАО у производителей.

Лимиты промежуточного хранения устанавливаются для стимулирования уменьшения образования РАО и предотвращения строительства новых хранилищ радиоактивных отходов, при этом учитываются имеющиеся на предприятии мощности по переработке и хранению. Например, для хранилища, рассчитанного на 10 тыс. т с проектным сроком эксплуатации 20 лет, лимит составит 9 тыс. т (10 % емкости хранилища будут зарезервированы на случай внепланового ремонта).

Процесс создания национального оператора по обращению с РАО проходит в два этапа. В 2008 году было создано ФГУП «РосРАО», в которое в качестве филиалов вошли региональные спецкомбинаты системы «Радон». Затем ФГУП «РосРАО» объединяет в своем составе объекты по обращению с РАО (пункты хранения) акционируемых ФГУПов ГК «Росатом»; на базе этой организации создается национальный оператор (учреждение госкорпорации) и специализированная организация по обращению с РАО, которая будет заниматься хранением, переработкой и транспортированием радиоактивных отходов. Статус специализированных организаций также получают МосНПО «Радон», «СевРАО», «ДальРАО», коммерческие фирмы («Экотех» и другие), специализированные эксплуатирующие организации (в том числе на базе спецкомбинатов).

В ближайшее время предполагается начать создание приповерхностных объектов для окончательной изоляции и размещение в них РАО низкой и средней активности.

Проект федерального закона о РАО предусматривает введение категории особых (неудаляемых) РАО (предполагается, что радиационные риски, связанные с извлечением и последующим обращением с такими отходами, могут превысить риски захоронения их на месте обнаружения). В рамках реализации ФЦП ЯРБ необходимо провести инвентаризацию, консервацию и приведение в безопасное состояние объектов с такими отходами. К 2025 году все особые РАО должны быть надежно изолированы. Финансировать обеспечение безопасности объектов размещения накопленных особых отходов обязано государство.

Затем последует решение о строительстве объекта геологической изоляции, его строительство и ввод в эксплуатацию (2035 год).



Рис. 1.18. Основные этапы создания систем обращения с РАО, ОЯТ и ВЭ

В результате реализации ФЦП ЯРБ, положений закона о РАО, мероприятий по запуску единой государственной системы обращения с РАО в России значительно сократится объем радиоактивных отходов, большая их часть будет приведена в экологически безопасное состояние — таким образом будут созданы условия для крупномасштабного развития атомной энергетики.

Принятие законопроекта позволяет отрегулировать отношения по обращению с РАО на единой законодательной основе, установить обязательное требование по захоронению РАО и распространить базовый природоохранный принцип «загрязнитель платит» на обращение с РАО, а также обеспечить реализацию обязательств РФ в области безопасного обращения с РАО. Будут исключены чрезмерное бремя на будущие поколения и негативные экологические последствия, связанные с накопленными и не изолированными от окружающей среды

РАО, а также созданы механизмы устойчивого финансирования деятельности по обращению с вновь образующимися РАО.

Реализация законопроекта обеспечивает формирование условий для развития атомной отрасли Российской Федерации и расширения экспорта российских ядерных технологий.

Вопросы для самопроверки

1. Какое соотношение определяет связь между массой и энергией покоящегося тела?
2. Опишите модель строения атома.
3. Что такое изотоп?
4. Что такое дефект массы?
5. Дайте определение реактора на быстрых нейтронах.
6. Какие изотопы называются делящимися?
7. Что такое коэффициент воспроизводства?
8. Что такое эффективный коэффициент размножения нейтронов?
9. Как можно управлять цепной реакцией деления?
10. Для чего в реактор при перегрузке загружают ядерное топливо в количестве, превышающем критическую массу?
11. В каких единицах измеряется глубина выгорания ядерного топлива?
12. Что называется ядерным топливом?
13. Какие виды ядерного топлива используются в ядерных реакторах?
14. Для чего необходимо обогащать уран?
15. Почему отработавшее ядерное топливо после выгрузки из реактора выдерживают несколько лет в бассейнах под слоем воды?
16. В каких областях науки и техники используют радиоактивные изотопы?

Раздел 2. Атомные электрические станции

2.1. Тепловые схемы АЭС

2.1.1. Общие сведения

Первые ядерные реакторы создавались с целью наработки плутония для создания атомной бомбы. Однако, выделение огромного количества тепловой энергии в процессе цепной реакции деления ядер, которое на первых порах создавало проблемы с охлаждением активной зоны реактора, явилось основным преимуществом ядерного реактора как источника тепловой энергии.

Еще до завершения оружейных разработок И. В. Курчатов стал искать пути использования атомной энергии в мирных целях. К концу 1940-х годов он выдвинул задачу спроектировать и построить опытно-промышленную атомную электростанцию для решения научно-технической проблемы сооружения крупных промышленных АЭС.

Первая АЭС была построена в Обнинске на базе Физико-энергетического института (главный конструктор Н. А. Доллежал). Идея конструкции активной зоны уран-графитового канального реактора станции была предложена И. В. Курчатовым и его соратником

С. М. Фейнбергом. Пуск АЭС был осуществлен 27 июня 1954 г. под руководством И. В. Курчатова и А. П. Александрова. Это была первая промышленная АЭС, включенная в энергосистему страны, и день ее пуска по праву считается днем рождения атомной энергетики.

После пуска первой в мире Обнинской АЭС с реактором АМ по инициативе основоположника атомной науки и техники И. В. Курчатова было принято решение построить на Урале атомную электростанцию промышленного уровня с подобными водографитовыми реакторами канального типа на тепловых нейтронах АМБ («атом мирный большой»). Выдающейся особенностью этих реакторов явился перегрев пара до высоких параметров непосредственно в активной зоне, что позволило применить серийное турбинное оборудование (см. рис. П.1, П.2). Белоярская АЭС им. И. В. Курчатова — первенец большой ядерной энергетики СССР. Реакторы АМБ-100 первого (26.04.1964) и АМБ-200 второго (29.12.1967) энергоблоков явились прототипами уран-графитовых канальных реакторов большой мощности РБМК-1000 и РБМК-1500.

В сентябре 1964 г. был пущен первый энергоблок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-210, положивший начало развитию водоводяных энергетических реакторов, составляющих в настоящее время основу ядерной энергетики.

Еще одним направлением развития атомной энергетики в России являются АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (см. рис. 2.1).

В общем случае **атомной станцией (АС)** называется ядерная установка для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной проектом территории, на которой для осуществления этой цели используется ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых систем, устройств, оборудования и сооружений с необходимыми работниками (персоналом). В зависимости от вида производимой энергии атомные станции подразделяются:

на *атомные станции теплоснабжения (АСТ)* — атомные станции, предназначенные для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения;

атомные электрические станции (АЭС) — атомные станции, предназначенные для производства электрической энергии;

атомные теплоэлектроцентрали (АТЭЦ) — атомные станции, предназначенные для производства тепловой и электрической энергии.

Подавляющее число работающих в мире АС являются атомными электростанциями (АЭС). На АЭС тепловая энергия, генерируемая в реакторе,

преобразуется в механическую при расширении пара в турбине, которая, в свою очередь, вращает электрический генератор, вырабатывающий электрическую энергию. В зависимости от количества этапов передачи тепловой энергии от реактора к турбине различают одно-, двух- и трехконтурные АЭС. В большинстве случаев используются одно- и двухконтурные схемы.

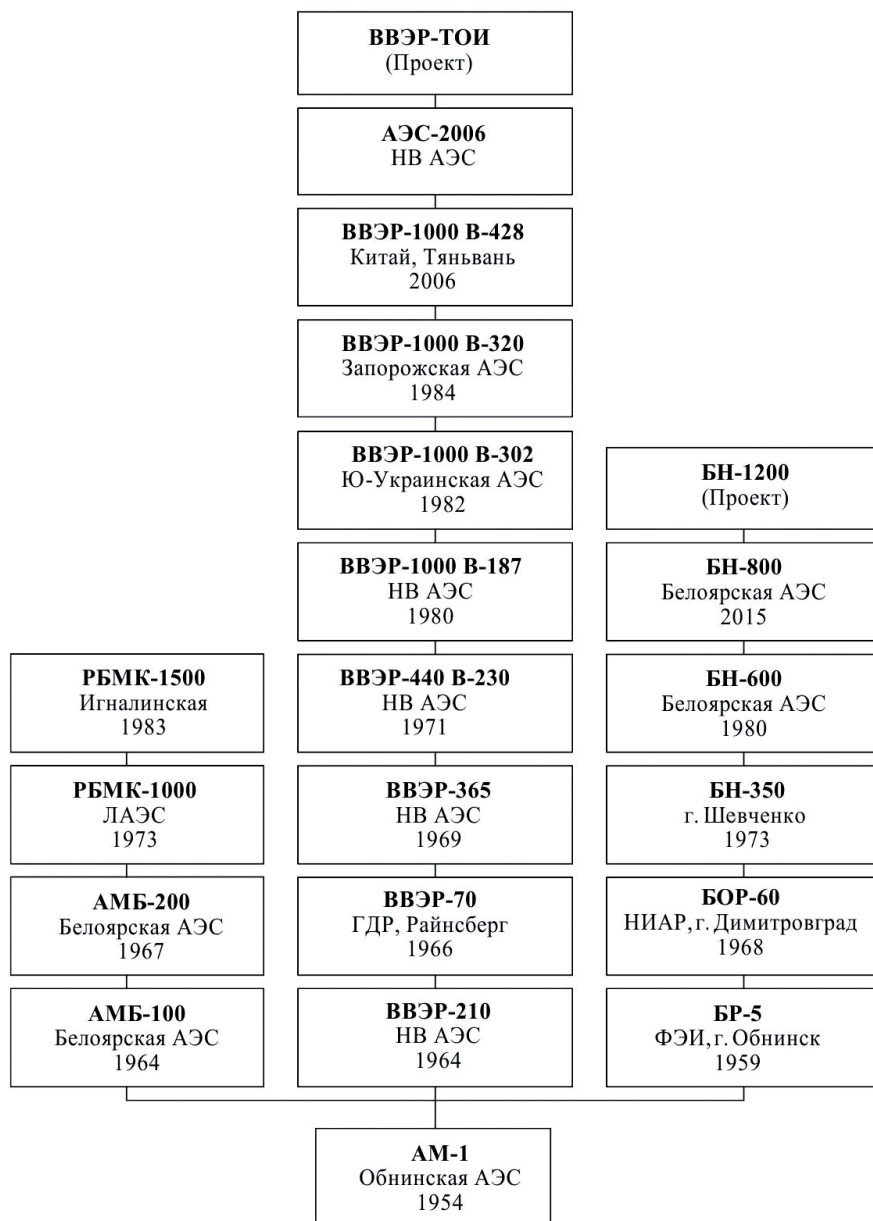


Рис. 2.1. Основные направления развития атомной энергетики России

В системе любой АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочим телом, т. е. средой, совершающей работу с преобразованием тепловой энергии в механическую, является водяной пар. Теплоноситель предназначен для отвода теплоты, выделяющейся в активной зоне при делении ядерного топлива, и передачи ее рабочему телу и представляет собой жидкое или газообразное вещество.

2.1.2. Теплоноситель

При выборе теплоносителя необходимо учитывать не только его теплопередающие свойства, но также физические, нейтронные и химические свойства. Теплоноситель должен достаточно эффективно отводить теплоту при умеренных затратах на его перекачку, быть совместимым с конструкционными материалами и ядерным топливом, слабо поглощать нейтроны, иметь умеренную стоимость и быть доступным, а для реакторов на быстрых нейтронах иметь низкую способность замедлять нейтроны. В качестве теплоносителей используется вода, тяжелая вода, органические жидкости, газ и жидкие металлы.

Вода. Обычная вода является наиболее доступным и распространенным теплоносителем. Сочетание ее физических и теплофизических свойств (плотность, теплопроводность, вязкость, теплоемкость), определяющих интенсивность теплообмена и расход теплоносителя, весьма благоприятно. Вода устойчива по отношению к ионизирующему излучению и слабо активизируется.

К недостаткам воды следует отнести высокое давление ее насыщенного пара, которое быстро растет с повышением температуры, поэтому в реакторах, использующих воду в качестве теплоносителя, необходимо поддерживать высокое давление, чтобы не допустить ее кипения (например, в водоводяных реакторах давление воды составляет 12,5–16,0 МПа).

Относительно высокое поглощение нейтронов в обычной воде требует использования в реакторах обогащенного топлива.

Тяжелая вода. Обладает теплофизическими и физико-химическими свойствами, аналогичными свойствам обычной воды. Ядерно-физические свойства тяжелой воды гораздо лучше, чем у обычной воды. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя нейтронов позволяет использовать в реакторе в качестве топлива природный уран.

Органические теплоносители. Являются водородсодержащими веществами и обладают хорошими ядерно-физическими свойствами.

К преимуществам органических теплоносителей относятся высокая температура кипения при небольших давлениях и низкая коррозионная активность по сравнению с водой.

Органические теплоносители обладают худшими, чем у воды, физическими и теплофизическими свойствами (их плотность, теплоемкость и теплопроводность сравнительно малы, а вязкость высока). В настоящее время исследован ряд возможных органических теплоносителей, некоторые из них обладают удовлетворительными свойствами, например отдельные смеси полифенилов.

Внедрение органических теплоносителей сдерживается их главным недостатком — склонностью к разложению при облучении (радиолиз) и высокой температуре (термолиз).

Газообразные теплоносители. Газообразные вещества, с одной стороны, обладают хорошими ядерно-физическими свойствами (малое сечение захвата тепловых нейтронов позволяет использовать в качестве топлива природный уран) и удовлетворительными физико-химическими свойствами (коррозионно-инертны), а с другой стороны, имеют плохие теплофизические свойства (кроме водорода и гелия). Теплоемкость, теплопроводность и плотность газов малы, поэтому для отвода теплоты необходимо прокачивать через активную зону реактора большие объемы газового теплоносителя, а в некоторых случаях, для увеличения поверхности теплообмена, использовать оребрение твэлов.

Применение в качестве теплоносителя нашли углекислый газ CO_2 и гелий. В качестве теплоносителя CO_2 был применен на первой АЭС Великобритании «Колдер-Холл» (1956). По типу этой АЭС в Великобритании были построены еще шесть станций: Брадуэлл (1962), Троусфилд (1964), «Данджнесс А» (1965), Сайзуэлл (1966), Олдбери (1967), Уилфа (1970). Несколько АЭС с теплоносителем CO_2 действовали во Франции, по одной — в Японии, Италии и Испании.

Газообразная CO_2 не вызывает коррозии стали. Однако, так как давление в пароводяном контуре АЭС выше, чем в теплоносителе, влага проникала в CO_2 через неплотности в парогенераторе. Это вызывало коррозию и разрушение стальных деталей и узлов реактора.

Гелий обладает хорошими теплопередающими свойствами и является перспективным теплоносителем. Гелий — инертный газ, он не взаимодействует с графитовым замедлителем при высоких температурах (до 1000°C и более). Это позволяет получать на АЭС с высокотемпературными реакторами пар высоких параметров и соответственно по-

высить КПД АЭС, а в перспективе — перейти к прямому циклу с газовой турбиной.

Жидкометаллические теплоносители. В основном используются в реакторах на быстрых нейтронах, которые имеют более сложную конструкцию, чем реакторы на тепловых нейтронах. В них нет замедлителя нейтронов, поэтому топливо должно иметь высокую концентрацию делящегося изотопа — до 20 % плутония-239 в смеси ^{239}Pu и ^{238}U . Экономически оправданная плотность энерговыделения в активной зоне РБН составляет около 500 МВт/м^3 , что в 50 раз больше, чем в РБМК, и в 5 раз больше, чем в ВВЭР.

Для достижения столь энергонапряженной активной зоны необходимо обеспечить высокий удельный теплоотвод. Это достигается применением тонких (диаметр 5–6 мм) ТВЭлов и использованием теплоносителей с хорошими теплофизическими свойствами.

Длительное изучение возможных теплоносителей для реакторов на быстрых нейтронах (литий, натрий, калий, сплавы натрий-калий, свинец, ртуть, висмут, гелий и др.) привело специалистов к выбору натрия как наиболее подходящего теплоносителя, что обусловлено хорошим сочетанием физических, теплофизических, коррозионных свойств и относительно невысокой стоимостью. Невысокая плотность натрия ($0,97 \text{ г/см}^3$) позволяет снизить затраты мощности на перекачку теплоносителя. Высокая температура кипения жидкого натрия (878°C) исключает необходимость поддерживать высокое давление в контуре.

К недостаткам натрия можно отнести его способность активироваться под действием нейтронного облучения и высокую химическую активность по отношению ко многим веществам. Натрий бурно реагирует с водой. Выделяемой при этом теплоты бывает достаточно для воспламенения образующегося водорода, если реакция идет на воздухе, поэтому требуется защита натрия от воздействия кислорода воздуха и других веществ, способных химически реагировать с ним.

Высокая температура плавления натрия ($97,3^\circ\text{C}$) требует введения специальной системы обогрева для поддержания натрия в жидком состоянии при остановке реактора.

В табл. 2.1 приведены характеристики наиболее подходящих для реакторов на быстрых нейтронах жидкометаллических теплоносителей: натрия, эвтектик Na-K, Pb-Bi и свинца.

Таблица 2.1

Теплофизические характеристики жидкометаллических теплоносителей

Характеристика	Теплоноситель			
	Na	Na-K	Pb	Pb-Bi
Плотность, кг/м ³	856	775	10600	10100
Температура плавления, °С	97,3	–11	327	123
Температура кипения, °С	878	785	1751	1670
Теплоемкость, кДж/(кг·К)	1,28	0,88	0,147	0,15
Теплопроводность, Вт/(м·К)	71,0	26,0	15,0	14,0
Вязкость кинематическая, 10 ^{–7} м ² /с	3,30	3,10	2,34	1,90

В настоящее время на всех действующих и на большинстве проектируемых энергетических реакторах на быстрых нейтронах используют в качестве теплоносителя жидкий натрий.

2.1.3. Принципиальные тепловые схемы

Рассмотрим технологический процесс производства электроэнергии на примере двухконтурной АЭС (см. рис. 2.2). **Двухконтурной** называют такую схему АЭС, в которой контур теплоносителя и рабочего тела разделены. Соответственно контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела — **вторым**. Первый контур включает в себя реактор, парогенератор и главный циркуляционный насос (ГЦН), с помощью которого осуществляется циркуляция теплоносителя. Первый контур является радиоактивным. В результате цепной реакции деления в активной зоне реактора выделяется значительное количество теплоты, которая переносится теплоносителем в парогенератор и передается через стенки трубок рабочему телу — воде второго контура. В результате этого происходит парообразование и образующийся пар направляется в турбину. Попадая на лопатки турбины, пар совершает работу — вращает ротор турбины, которая, в свою очередь, вращает электрический генератор, вырабатывающий электроэнергию. После турбины пар конденсируется в конденсаторе за счет отвода теплоты в окружающую среду через систему технического водоснабжения. После конденсатора вода насосом подается обратно в парогенератор. Парогенератор, разделяющий оба контура, в равной степени относится как к первому, так и ко второму контуру. Второй контур не явля-

ется радиоактивным. Двухконтурные АЭС наиболее распространены в мире. В России по двухконтурной схеме работают энергоблоки Кольской, Нововоронежской, Балаковской, Калининской, Ростовской АЭС.

Одноконтурная схема. Если контуры рабочего тела и теплоносителя не разделены, т. е. парообразование происходит в реакторе (например, реакторы РБМК, ВВР) и этот пар поступает в турбину (рис. 2.3, а), АЭС называют **одноконтурной**.

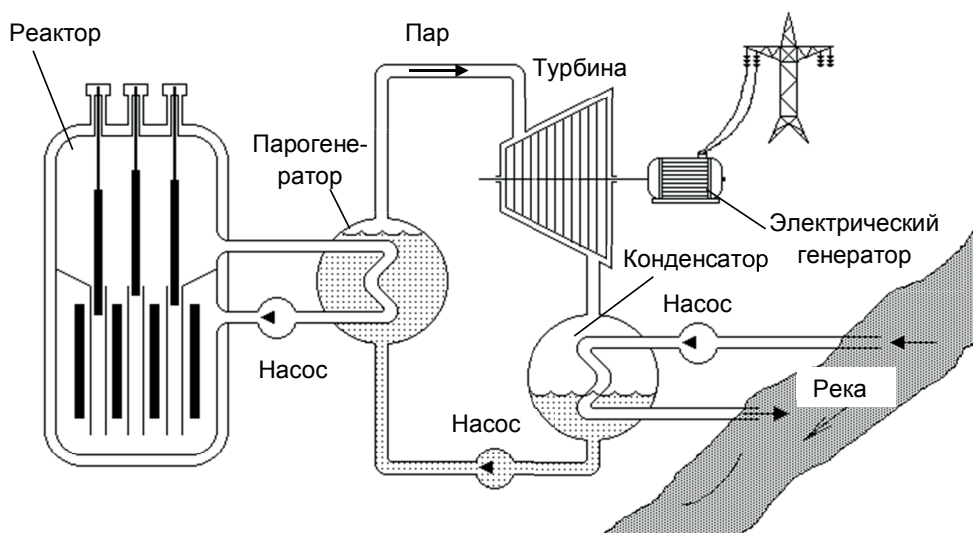


Рис. 2.2. Принципиальная схема двухконтурной АЭС

После совершения работы в турбине пар конденсируется в конденсаторе и образовавшаяся вода снова подается насосом через барабан-сепаратор в реактор. Мощные реакторы работают с принудительной циркуляцией теплоносителя, которая создается с помощью главных циркуляционных насосов (ГЦН). В реакторах небольшой мощности (например, реакторы ЭГП-6 Билибинской АЭС) может использоваться естественная циркуляция теплоносителя за счет разницы температур, а следовательно, и плотности теплоносителя на входе в активную зону (внизу) и выходе (вверху). В одноконтурных схемах все оборудование радиоактивно, что осложняет его эксплуатацию. Преимуществом одноконтурных АЭС является их относительная простота и более высокая экономичность. По одноконтурной схеме в России работают Ле-

нинградская, Курская, Смоленская АЭС с реакторами РБМК-1000 и Билибинская АТЭС с реакторами ЭГП-6.

Трехконтурная схема используется на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, так как теплоносителем в реакторах этого типа является натрий, бурно реагирующий с водой и паром. Поскольку натрий, циркулирующий через реактор, имеет высокую радиоактивность, продукты его взаимодействия с водой и паром в случае разгерметизации теплообменных трубок в парогенераторе также будут радиоактивны, что создаст серьезные трудности при их удалении. В этом случае введение промежуточного (второго) контура исключает взаимодействие радиоактивного натрия с водой и паром.

Теплота, генерируемая в реакторе, отводится теплоносителем (натрием) первого контура и передается в промежуточном теплообменнике теплоносителю (натрию) второго контура (см. рис. 2.3, в).

Далее теплоноситель второго контура передает теплоту в парогенераторе рабочему телу третьего контура. В парогенераторе вырабатывается перегретый пар высоких параметров, что позволяет использовать турбины перегретого пара, применяемые на тепловых электростанциях. Циркуляция теплоносителя в первом и втором контурах создается главными циркуляционными насосами.

Давление во втором контуре всегда поддерживается выше, чем в первом, чтобы в случае неплотности в промежуточном теплообменнике радиоактивный натрий второго контура перетекал в первый, а не наоборот.

В России по трехконтурной схеме работают энергоблоки № 3 и № 4 Белоярской АЭС с реакторами БН-600 (с 08.04.1980 г.) и БН-800 (включен в сеть 10.12.2015 г.) (см. рис. П.3–П.6).

2.1.4. Тепловая схема энергоблока БН-800

Рассмотрим более подробно трехконтурную тепловую схему на примере энергоблока АЭС с реактором БН-800, предназначенного для выработки электроэнергии и воспроизводства топлива. Энергоблок состоит из реакторной установки с реактором типа БН-800, турбины К-880–130/3000 и турбогенератора ТЗ В-890–2У3 мощностью 890 МВт, напряжением 24 кВ, с бесщеточной системой возбуждения, с полным водяным охлаждением. Режим работы энергоблока по отношению к энергосистеме — базисный.

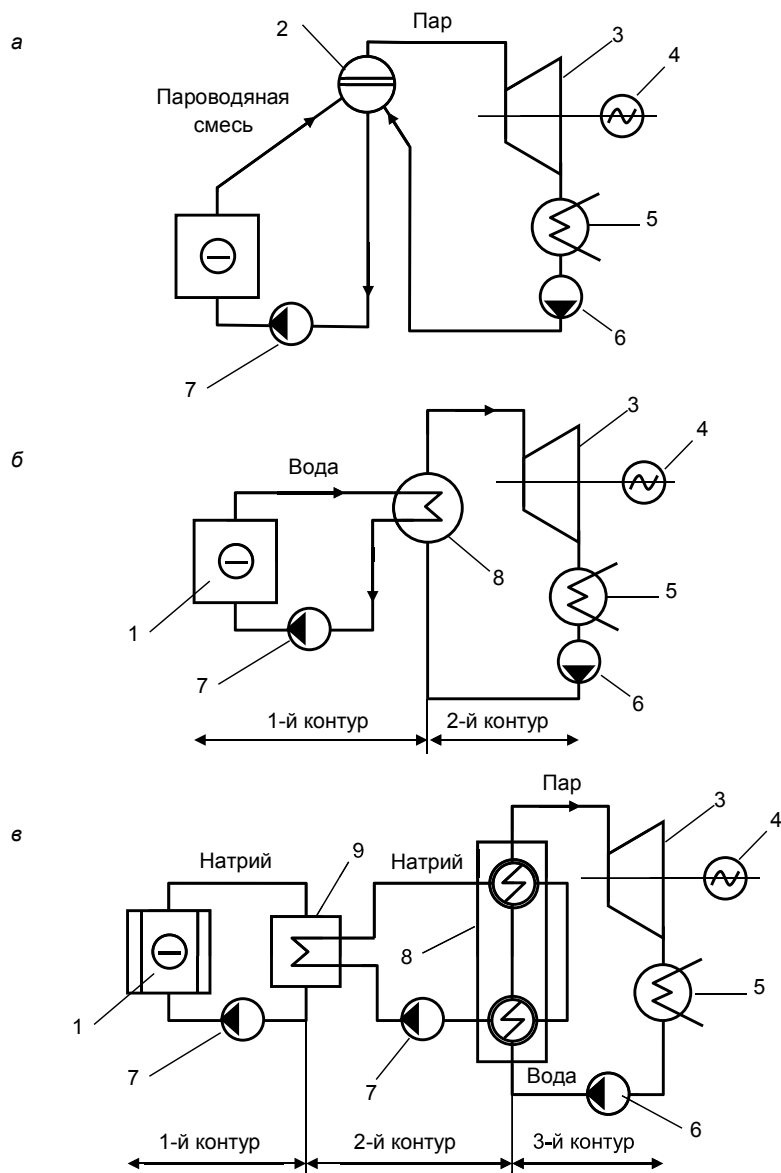


Рис. 2.3. Принципиальные схемы АЭС:

a — одноконтурная; *б* — двухконтурная; *в* — трехконтурная;
 1 — реактор; 2 — барабан-сепаратор; 3 — турбина; 4 — электрический генератор;
 5 — конденсатор; 6, 7 — насос; 8 — парогенератор; 9 — промежуточный теплообменник

В проекте энергоблока БН-800 в значительной мере использованы основные научно-технические и конструктивные решения, примененные в реакторной и парогенераторной частях энергоблока БН-600, которые подтверждены многолетней успешной эксплуатацией энергоблока БН-600.

Энергоблок выполнен по трехконтурной схеме. Принципиальная тепловая схема первого и второго контуров энергоблока представлена на рис. 2.4, третьего контура — на рис. 2.5.

Теплоносителем является жидкий натрий, циркулирующий по первому и второму контуру. Рабочим телом является пар. Энергоблок включает в себя один реактор на быстрых нейтронах, три парогенератора модульного типа, одну турбоустановку с электрогенератором. Реактор имеет интегральную компоновку, при которой все оборудование I контура размещено внутри корпуса. Внутри корпуса размещены три главных циркуляционных насоса и шесть промежуточных теплообменников «натрий I контура — натрий II контура», а также система управления и защиты реактора и система перегрузки топлива. Циркуляция натрия в реакторе происходит по трем петлям, причем каждая петля может работать независимо от других. Для повышения безопасности реактор помещен в специальный страховочный кожух, заполненный инертным газом.

Первый контур. Циркуляция теплоносителя в первом контуре организована следующим образом. «Горячий» натрий, нагретый в реакторе до температуры 547°C , поступает в общую сливную полость над активной зоной, откуда через проходы в радиационной защите, окружающей центральную часть реактора, самотеком подается к шести промежуточным теплообменникам.

Через окна в опорных стаканах ПТО и в их профилирующих обечайках натрий поступает в верхние части трубных пучков теплообменников, проходит по их межтрубному пространству, отдавая свое тепло натрию второго контура, проходящему противотоком внутри трубок теплообменников, и охлажденный до температуры 354°C выходит через нижние окна профилирующих обечайек в три сливные камеры, образованные конструкцией опорного пояса. Каждая камера объединяет сливающийся из двух теплообменников натрий. В каждую сливную камеру погружен один из трех ГЦН-1. ГЦН-1 подают натрий по напорным трубопроводам в напорную камеру реактора, где он при помощи дроссельных устройств распределяется по сборкам активной зоны.

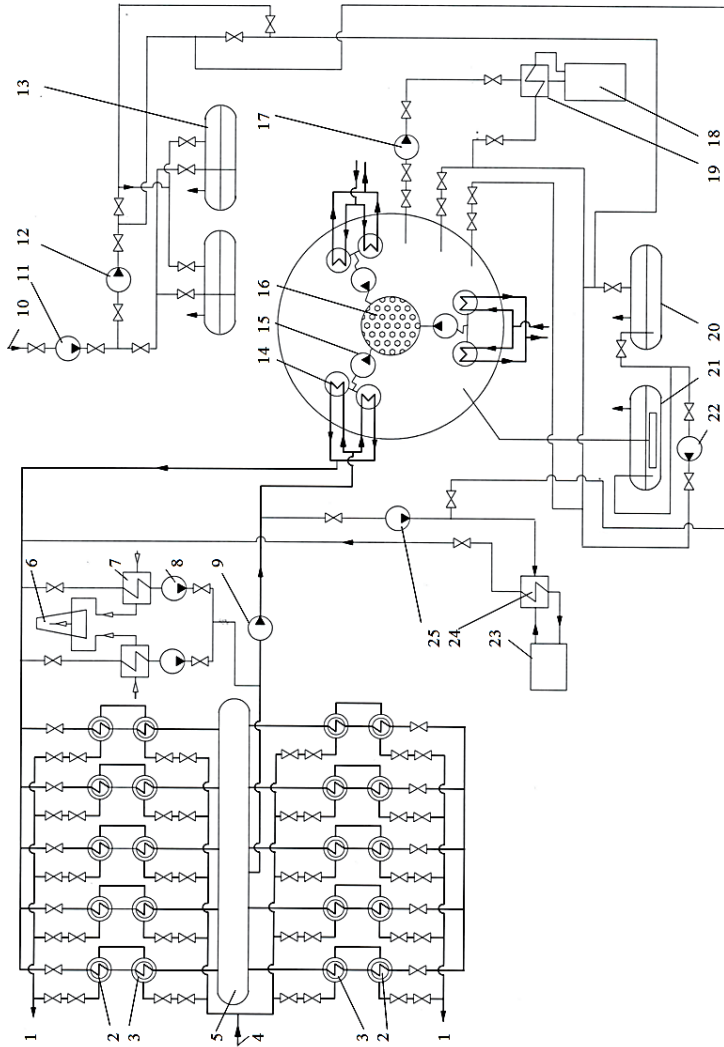


Рис. 2.4. Тепловая схема первого и второго контура энергоблока БН-800:

1 — пар на турбину; 2 — основной пароперегреватель; 3 — испаритель; 4 — питательная вода; 5 — ББН; 6 — труба САРХ; 7 — теплообменники САРХ; 8 — насосы САРХ; 9 — ГЦН-2; 10 — от транспортной емкости; 11 — насосы приемки натрия; 12 — насосы перекачки натрия второго контура; 13 — сливные сосуды натрия второго контура; 14 — ПТО; 15 — ГЦН-1; 16 — активная зона; 17 — насос очистки натрия первого контура; 18 — фильтр-ловушка первого контура; 19 — рекуператор; 20 — сливной сосуд для натрия первого контура; 21 — сосуд-компенсатор первого контура; 22 — насосы перекачки натрия первого контура; 23 — фильтр-ловушка второго контура; 24 — рекуператор; 25 — насос очистки натрия второго контура

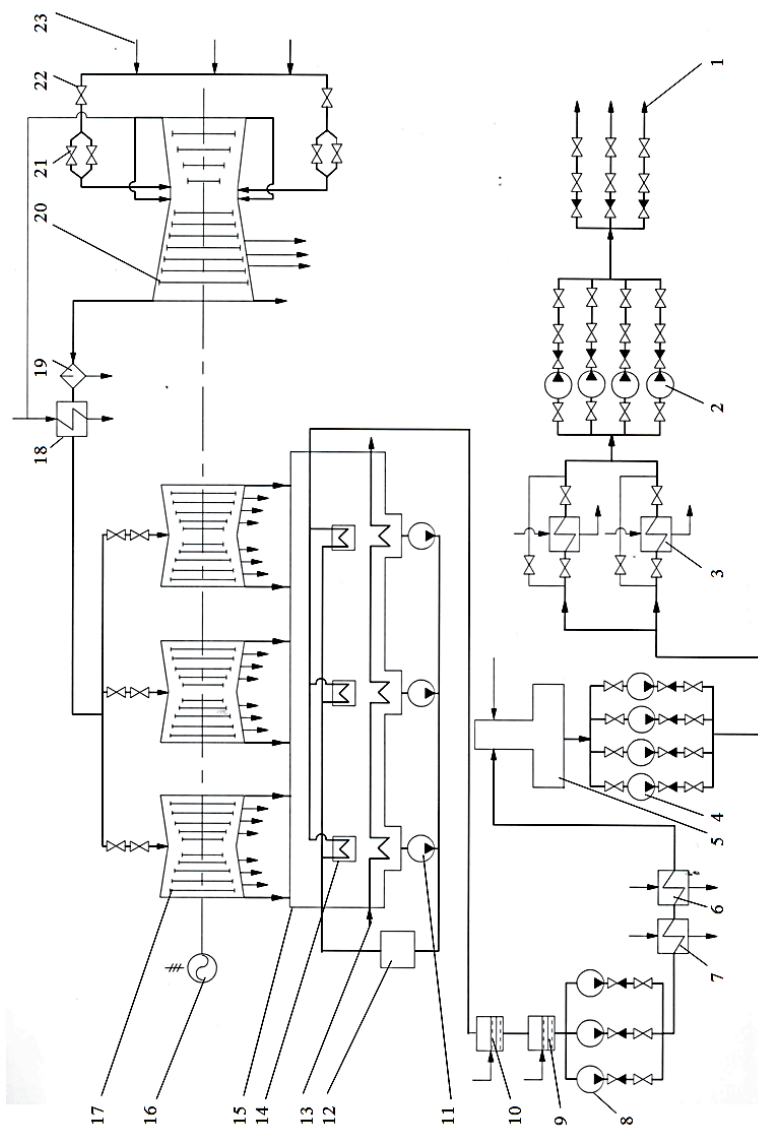


Рис. 2.5. Тепловая схема третьего контура энергоблока БН-800:

1 — питательная вода на парогенераторы; 2 — ПЭН-2; 3 — ПВД; 4 — ПЭН-1; 5 — деаэрактор; 6 — ПНД-4; 7 — ПНД-5; 8 — конденсатный насос второго подъема (КЭН-2); 9 — ПНД-2; 10 — ПНД-3; 11 — конденсатный насос первого подъема (КЭН-1); 12 — блочная обессоливающая установка; 13 — техническая вода; 14 — ПНД-1; 15 — ПНД-1; 16 — электрический генератор; 17 — цилиндр низкого давления; 18 — пароперегреватель; 19 — сепаратор; 20 — цилиндр высокого давления; 21 — регулирующий клапан; 22 — стопорный клапан; 23 — пар от парогенератора

Часть натрия из напорной камеры идет на охлаждение корпуса реактора и внешней обечайки тепловой защиты, после чего, минуя промежуточные теплообменники, поступает во всасывающие полости ГЦН-1.

Кроме того, из нижней части корпуса реактора натрий забирается на систему очистки первого контура, расположенную за пределами корпуса реактора. Возврат натрия из системы очистки осуществляется в кессон выше уровня натрия.

Второй (промежуточный) контур состоит из трех петель, каждая из которых содержит главный циркуляционный насос II контура, два теплообменника «натрий I контура — натрий II контура», один прямоточный парогенератор модульного типа и буферную емкость (см. рис. П.7–П.8).

Холодный натрий второго контура забирается насосами ГЦН-2 из буферных баков натрия и подается в ПТО, где нагревается до температуры 505 °С. Горячий натрий второго контура поступает в парогенераторы, сначала через пароперегревательные модули и далее через переливные патрубки в испарительные модули парогенераторов. Охлажденный в парогенераторе до температуры 309 °С натрий второго контура возвращается в буферные баки натрия. В каждой петле второго контура параллельно с парогенератором подключена система аварийного расхолаживания. САРХ предназначена для аварийного расхолаживания энергоблока с рассеиванием тепла в воздушную среду в случае невозможности использования парогенераторов или полного обесточивания энергоблока. В этих случаях аварийное расхолаживание энергоблока через САРХ происходит за счет самоциркуляции натрия в первом и втором контурах.

Третий контур. Из трех парогенераторов пар ($t = 495^{\circ}\text{C}$ и $P = 130 \text{ кгс/см}^2$) собирается в общий коллектор и по главным паропроводам через стопорно-регулирующие клапаны поступает в одну турбину. При проходе через цилиндр высокого давления и три цилиндра низкого давления потенциальная энергия пара превращается в кинетическую энергию вращения ротора турбины. Генератор, ротор которого находится на одном валу с ротором турбины, преобразует механическую энергию вращения ротора в электрическую. Выдача электроэнергии производится в сеть 220–500 кВ. Отработанный пар после прохождения через турбину попадает в конденсатор, где конденсируется за счет охлаждения циркуляционной водой и в виде питательной воды снова

поступает в ПГ. Система технического водоснабжения АЭС оборотная. Охлаждающая вода сбрасывается в водохранилище, где охлаждается за счет естественного теплообмена.

Основные параметры контуров энергоблока представлены в табл. 2.2.

Таблица 2.2

Параметры контуров энергоблока БН-800 при номинальной мощности [15]

Наименование параметра	Значение
Температура натрия I контура:	
на входе в активную зону, °С	354
на выходе из активной зоны, °С	547
Давление I контура, МПа	0,054
Расход натрия через реактор, кг/с	8550
Объем натрия в I контуре, м ³	~1000
Температура натрия II контура:	
на выходе из теплообменника (вход в ПГ), °С	505
на входе в теплообменник (выход из ПГ), °С	309
Давление II контура, МПа	0,245
Расход натрия в одной петле, кг/с	2800
Объем натрия во II контуре (на одну петлю), м ³	368–378
Давление острого пара на выходе из ПГ, МПа	14
Температура острого пара на выходе из ПГ, МПа	490
Давление питательной воды, МПа	17
Температура питательной воды, °С	210
Расход питательной воды, т/ч	3200
Расход пара, кг/с	890

2.2. Типы и основное оборудование АЭС

2.2.1. Принципиальная схема и основные компоненты ядерного реактора

Ядерный реактор представляет собой устройство, предназначенное для поддержания и управления цепной реакцией деления. Конструктивно реакторы условно можно разделить на корпусные и канальные.

Необходимой частью любого реактора является активная зона. В гетерогенных реакторах (см. п. 1.3.1) на тепловых нейтронах активная зона состоит из тепловыделяющих сборок (ТВС), теплоносителя и замедлителя; в реакторах на быстрых нейтронах — из ТВС и теплоносителя. В большинстве случаев ТВС представляет собой набор соосно расположенных по треугольной или квадратной решетке стержневых или коаксиальных кольцевых тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), размещенных в кожухах круглого, квадратного или шестигранного сечения. ТВС имеют головки для захвата при транспортировке и хвостовики для установки в гнезда реактора, хранилищ и чехлов.

Для управления цепной реакцией деления в активной зоне реактора размещены подвижные управляющие стержни-поглотители нейтронов. Кроме того, предусмотрены стержни аварийной защиты, которые сбрасываются в активную зону при необходимости быстрой остановки реактора.

ТВЭЛ является основной конструкционной деталью реактора и состоит обычно из топливного сердечника, оболочки и концевых деталей. ТВЭЛ предназначен для размещения ядерного топлива в активной зоне, генерации теплоты и передачи ее теплоносителю.

ТВЭЛ представляет собой одну из наиболее ответственных деталей реактора, так как при его разгерметизации радиоактивные продукты будут попадать в контур циркуляции теплоносителя. ТВЭлы работают в реакторе несколько лет в очень тяжелых условиях (высокие температура и давление, большая интенсивность облучения, коррозионные и эрозионные воздействия теплоносителя), поэтому к их надежности предъявляют повышенные требования.

ТВЭлы могут иметь разнообразную форму: гладкостержневую, крестообразную, кольцевую, пластинчатую, шаровую и т. д. Наиболее распространенными являются гладкостержневые ТВЭлы. Рассмотрим конструкцию такого ТВЭла (см. рис. 2.6). Основной частью ТВЭла является сердечник, выполненный в виде стержня или набора таблеток из ядерного топлива. Таблетки и стержни имеют диаметр 5–15 мм. На торцах таблеток имеются сферические углубления, предназначенные для компенсации термического расширения топлива в его наиболее горячей части. Иногда по оси таблеток делают отверстия диаметром 1,4–1,6 мм.

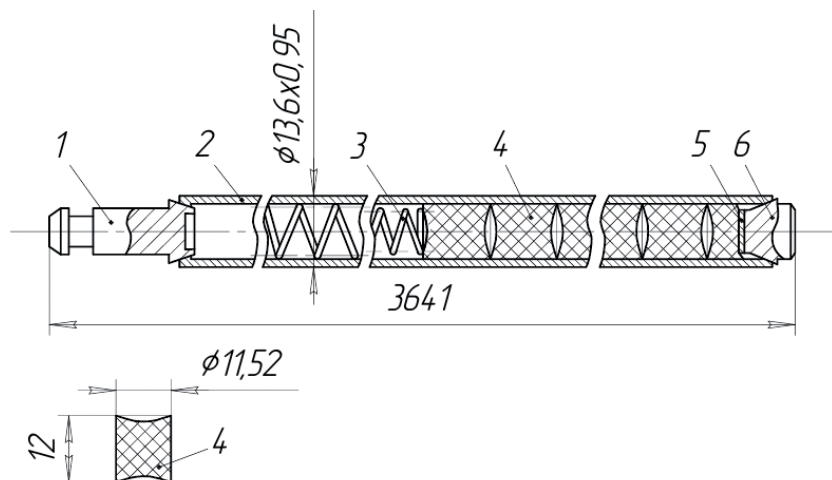


Рис. 2.6. Твэл реактора РБМК-1000: 1 — наконечник; 2 — оболочка твэла; 3 — пружина; 4 — топливные таблетки; 5 — прокладка; 6 — нижняя заглушка

Топливный сердечник твэла помещают в герметичную цилиндрическую металлическую оболочку. Оболочка предотвращает контакт топлива с теплоносителем для исключения выхода радиоактивных продуктов деления в контур циркуляции теплоносителя, а также коррозионного и эрозионного разрушения топлива. Сверху и снизу к оболочке привариваются концевые детали для возможности крепления твэлов в ТВС. Поскольку в процессе деления топлива накапливаются продукты деления, в том числе газообразные (Kr, Xe и др.), и их давление со временем возрастает, внутри твэла предусматривается компенсационный объем, состоящий из газосборника, углублений между таблетками и зазора между сердечниками твэла и оболочкой. Для улучшения теплопередачи между топливным сердечником и омывающим твэл теплоносителем зазор между сердечником и оболочкой твэла заполняется гелием, так как его теплопроводность наиболее высокая из газов (кроме водорода).

Оболочка твэла должна обладать достаточной прочностью и слабо поглощать нейтроны. Обычно толщина оболочки в зависимости от материала составляет 0,3–0,8 мм. Кроме этого, материал оболочки должен иметь высокую теплопроводность, быть совместимым с топливом и теплоносителем, обладать коррозионной стойкостью. Этим требованиям в наибольшей степени отвечают циркониевые сплавы, однако они

могут работать при температурах не более $350\text{--}400^\circ\text{C}$. При больших температурах в реакторах на тепловых нейтронах используются нержавеющие стали, которые гораздо сильнее поглощают тепловые нейтроны. Для реакторов на быстрых нейтронах нержавеющая сталь является вполне подходящим конструкционным материалом, так как в области высоких энергий нейтронов все материалы слабо поглощают нейтроны.

Для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов разработаны шаровые керамические (графитовые) ТВЭЛы диаметром $35\text{--}65\text{ мм}$ (см. рис. 2.7). Сферы содержат как делящийся, так и воспроизводящий (сырьевой) материал, например карбид урана или уран-ториевый карбид в микрочастицах, диспергированных в графитовой матрице. Частицы имеют многослойное покрытие из керамики, предотвращающее выход газообразных продуктов деления. Диаметр микрочастиц топлива $0,2\text{--}0,8\text{ мм}$. В одном шаровом ТВЭЛе содержится до 35000 таких микротвэллов. Сверху твэл имеет оболочку из пиролитического углерода толщиной около 5 мм .

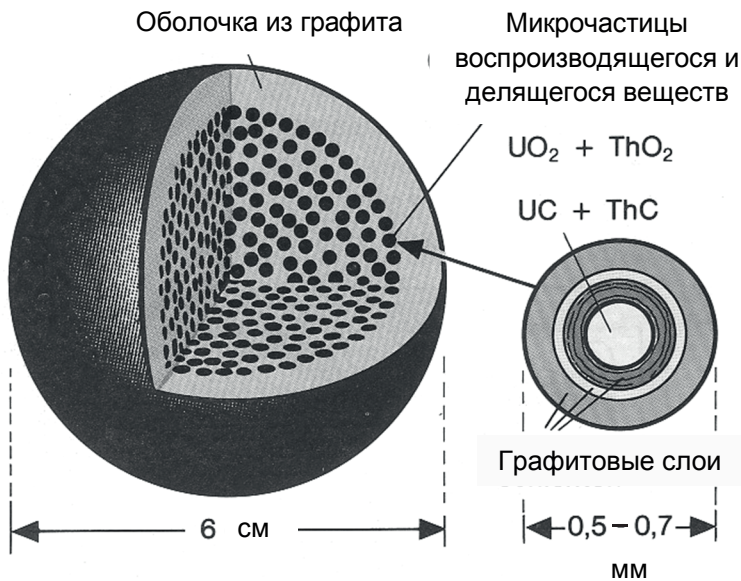


Рис. 2.7. Шаровой твэл

Легководные реакторы (LWR — Light Water Reactor) могут быть двух типов (см. рис. 2.8): реакторы с водой под давлением (ВВЭР, PWR — Pressurized Water Reactor) и реакторы с кипящей водой (BWR — Boiling Water Reactor). В обоих типах реакторов вода используется в качестве

замедлителя и теплоносителя. Активная зона этих реакторов размещена в прочном стальном корпусе. Различие заключается в том, что в реакторах PWR (ВВЭР) кипение теплоносителя не допускается путем поддержания высокого давления (до 16 МПа) и теплота, генерируемая в активной зоне, передается теплоносителем в специальном теплообменнике-парогенераторе воде второго нерадиоактивного контура, в результате чего образуется пар. В реакторах кипящего типа (BWR) парообразование происходит непосредственно в активной зоне, и образующийся при этом пар поступает на турбину. В этом случае давление в реакторе поддерживается ниже (~ 7 МПа).

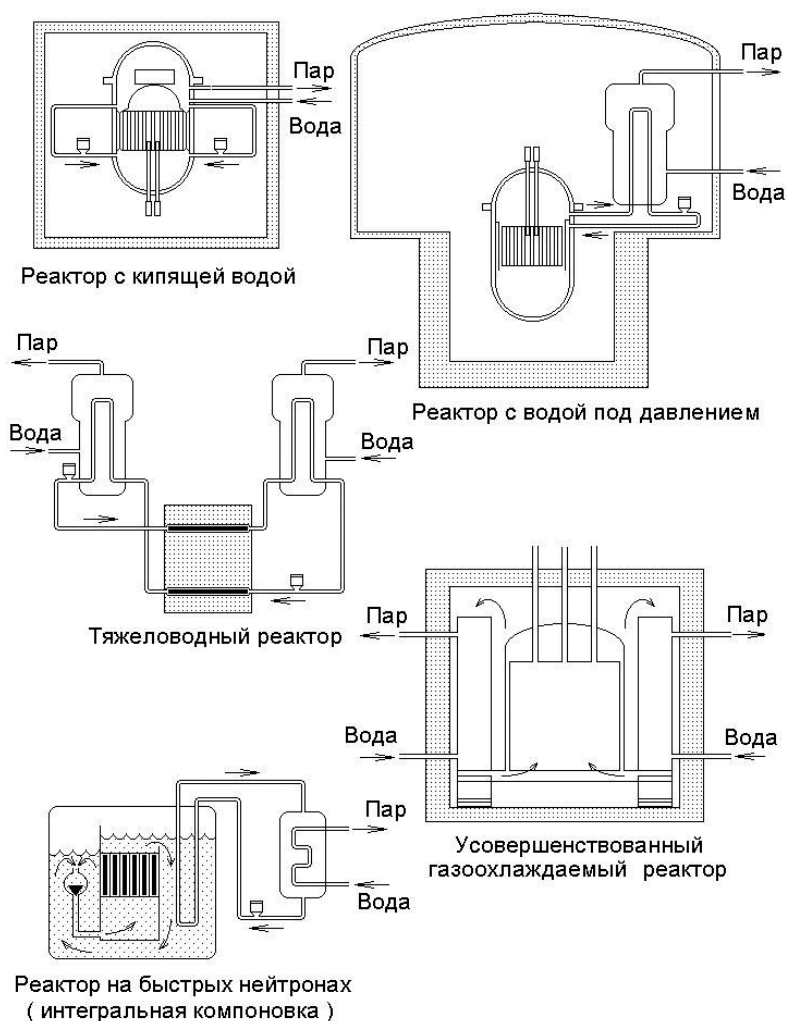


Рис. 2.8. Принципиальные схемы реакторов BWR, PWR, HWR, AGR, БН

Тяжеловодные реакторы с водным теплоносителем (D_2O или H_2O) могут быть как кипящими, так и без кипения воды в активной зоне. Наибольшее распространение тяжеловодные реакторы получили в Канаде, где их называли CANDU: Canadian Deuterium (moderated) Uranium (fueled) Reactor (канадский урановый реактор с дейтериевым замедлителем).

В отличие от реакторов PWR и BWR, в которых теплоноситель первого контура — вода используется так же, как замедлитель, в реакторах CANDU функции замедлителя и теплоносителя разделены. Активная зона реактора CANDU находится в большой емкости — каландре, содержащей замедлитель (тяжелую воду) при низких температуре ($70^\circ C$) и давлении. Через этот бак проходят циркониевые каналы (трубы), в которых размещено топливо (необогащенный уран) и через которые циркулирует теплоноситель — тяжелая вода (см. рис. 2.8).

Вряде стран осваиваются тяжеловодные реакторы, охлаждаемые обычной водой. К такому типу относится, например, реактор SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor — парогенерирующий тяжеловодный реактор), разработанный в Великобритании. Это также канальный реактор, но в качестве теплоносителя используется обычная вода, которая, протекая по топливным каналам, частично испаряется, пароводяная смесь поступает в барабан-сепаратор, где происходит ее разделение на пар и воду. Вода возвращается в контур циркуляции теплоносителя, а пар поступает на турбину. Схема контура аналогична схеме реактора РБМК, в котором вместо тяжеловодного замедлителя используется графит.

Реакторы с графитовым замедлителем имеют самую длинную историю из всех типов реакторов. Так, первый в мире реактор Stagg-Field университета в Чикаго, на котором 2 декабря 1942 года Э. Ферми с сотрудниками осуществил цепную реакцию деления, имел активную зону, состоящую из металлического урана, диоксида урана и графита (см. п. 1.3). Первый реактор, пущенный в СССР 25 декабря 1946 года, также имел графитовый замедлитель. Это связано с тем, что создание критического реактора на природном уране было возможно только при использовании тяжелой воды или графита, но графит более доступен, чем тяжелая вода. Относительно невысокие замедляющие способности графита (по сравнению с водой, тяжелой водой, бериллием) приводят к большим требуемым объемам графита по отношению к объему топлива.

Энергетические реакторы с графитовым замедлителем получили распространение в Великобритании, Франции (газоохлаждаемые)

и в бывшем СССР (охлаждаемые водой). Франция впоследствии отказалась от них в пользу PWR.

На первом этапе в **газоохлаждаемых реакторах** использовались в качестве теплоносителя CO_2 и металлическое урановое топливо, помещенное в оболочку из сплава Magnox (сплав магния). Затем был разработан проект усовершенствованного газоохлаждаемого реактора AGR (Advanced Gas Reactor), работающего на обогащенном топливе (теплоноситель — CO_2). Впоследствии была разработана концепция высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов HTGR (High-Temperature Gas Reactor), в которых используется дисперсное топливо в виде частиц с покрытием (микротвэлов), входящих в состав топливных блоков. В ФРГ разработана другая конструкция высокотемпературного реактора типа AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchreaktor), имеющего активную зону в виде свободной засыпки шаровых твэлов (рис. 2.9).



Рис. 2.9. Активная зона реактора AVR с шаровыми твэлами

Реакторы HTGR развиваются в направлении увеличения температуры газового теплоносителя на выходе из активной зоны и, следовательно, увеличения термодинамического коэффициента полезного действия (КПД) энергоустановки. В этих реакторах, вследствие высокой температуры газа, в качестве теплоносителя используется гелий, обладающий лучшими теплопередающими свойствами, чем углекислый газ.

Реакторы с графитовым замедлителем, охлаждаемые водой, получили широкое распространение в бывшем СССР. К такому типу от-

носится реактор РБМК — реактор большой мощности канальный¹. Реакторы этого типа являются канальными, парообразование происходит непосредственно в активной зоне, и образующийся пар поступает в турбину. В настоящее время в эксплуатации находятся 11 реакторов РБМК на АЭС России (Курская, Ленинградская, Смоленская АЭС). Строительство реакторов данного типа в будущем не планируется.

Первый **реактор на быстрых нейтронах** Clementina был разработан в 1945 г. в лаборатории Лос-Аламос (США) и начал работать в ноябре 1946 года на мощности 10 кВт. В реакторе использовалось плутониевое топливо, охлаждение осуществлялось ртутью. Освоение реакторов на быстрых нейтронах отставало от развития тепловых реакторов из-за технических трудностей. Однако к реакторам этого типа во всем мире проявляется широкий интерес вследствие возможности организовать в них процесс расширенного воспроизводства топлива.

Хотя США были первой страной, в которой были разработаны реакторы-размножители (бридеры), лидерство в этой области было перехвачено СССР, Францией, Великобританией. Первыми мощными энергетическими реакторами на быстрых нейтронах стали Phenix (Франция, 1973) мощностью 250 МВт, БН-350 (СССР, 1973) мощностью 350 МВт², PFR (Великобритания, 1974) мощностью 250 МВт. Позже были пущены более мощные реакторы БН-600 (СССР, 1980) мощностью 600 МВт и Super Phenix³ (Франция, 1986) мощностью 1200 МВт, БН-800 (Россия, 2015) мощностью 880 МВт.

Конструктивно реакторы на быстрых нейтронах могут выполняться с петлевой и интегральной компоновкой. При петлевой компоновке (БН-350, JOYO) натриевый теплоноситель после выхода из активной зоны проходит через внешние трубопроводы в петлю, которая содержит теплообменник и насос. В интегральной компоновке (БН-600, Phenix, Super Phenix) радиоактивный теплоноситель первого контура не выходит за пределы корпуса реактора (см. рис. 2.8). Натрий циркулирует через теплообменники и насосы, которые размещены внутри единого корпуса.

¹ Иногда букву «К» трактуют как сокращение слова «кипящий».

² АЭС с реактором БН-350 вырабатывала 150 МВт (эл.) и 120 тыс. т опресненной воды в сутки.

³ Реактор Super Phenix не эксплуатируется с декабря 1996 года из-за различных поломок, в феврале 1997 года была отозвана лицензия на его эксплуатацию, и в декабре 1998 года правительством Франции был принят указ о начале снятия энергоблока с эксплуатации.

Поскольку бридеры предназначены не только для выработки тепловой энергии, но и для расширенного воспроизводства ядерного топлива, реакторы этого типа обычно состоят из активной зоны и зоны воспроизводства. Принципиальное отличие их друг от друга состоит в том, что основная часть делений происходит в активной зоне, а зона воспроизводства предназначена главным образом для полезного использования нейтронов, покидающих активную зону. Обычно зона воспроизводства окружает активную зону со всех сторон (боковая и торцевые зоны воспроизводства). За боковой зоной воспроизводства находится отражатель нейтронов из стальных элементов, который возвращает часть вылетающих нейтронов в зону воспроизводства.

2.2.2. Технические характеристики реактора БН-800

Реактор БН-800 предназначен для получения тепловой энергии с целью последующего преобразования ее в электрическую энергию в составе энергоблока с одновременной выработкой ядерного вторичного топлива.

Характеристики и физические особенности реактора БН-800 определяют многоцелевой характер его использования:

- как энергетического источника тепла и электроэнергии;
- для «сжигания» долгоживущих трансурановых элементов, накапливающихся в ОЯТ реакторов всех типов;
- для наработки изотопной продукции.

Такие комплексные свойства не могут быть обеспечены при использовании реакторных установок других типов. Оборудование реактора и систем, связанных с обращением со сборками, содержащими изотопы и трансурановые элементы, спроектировано исходя из условия реализации данных функций.

Реакторная установка БН-800 обладает следующими физическими и конструктивными характеристиками безопасности:

- стабильность характеристик активной зоны;
- большой запас до кипения натрия;
- высокая теплоемкость и наличие естественной циркуляции в первом и втором контурах, позволяющих в течение длительного времени аккумулировать остаточное тепловыделение реактора;
- низкое рабочее давление первого контура;
- наличие промежуточного нерадиоактивного натриевого контура;
- четыре барьера безопасности между топливом и окружающей средой.

В проекте БН-800 реализованы следующие решения, направленные на повышение безопасности:

- внутренняя самозащищенность реактора;
- сейсмостойкое выполнение главного корпуса и всех систем безопасности;
- отвод остаточного тепловыделения реактора в аварийных режимах через специальные воздушные теплообменники;
- выполнение всех защит реактора в трехканальном исполнении;
- построение систем безопасности по петлевому принципу.

Эти особенности реактора БН-800, а также внедрение дополнительных технических средств, основанных на пассивных принципах, в частности самосрабатывающих стержней аварийной защиты, позволяют существенно повысить самозащищенность блока и приблизить его характеристики к характеристикам энергоблока предельной безопасности.

Основные технические характеристики реактора приведены в табл. 2.3.

Таблица 2.3

Технические характеристики реактора [15]

Наименование характеристики	Величина
Максимальная тепловая мощность, МВт	2100
Количество петель теплообмена	3
Рабочая среда:	
— теплоноситель — защитный газ	Натрий Аргон
Температура теплоносителя, °С:	
— на входе/выходе ПТО по первому контуру — на входе/выходе ПТО по второму контуру	547/354 309±5/505 ⁺⁵
в корпусе реактора в режиме перегрузки	250
Общий расход теплоносителя через ПТО по первому контуру при совместной работе трех насосов в номинальном режиме, кг/с	8550
Общий расход теплоносителя через ПТО по второму контуру, кг/с	8418
Давление теплоносителя (изб.), МПа:	
— в трубопроводах и в напорной камере — на днище корпуса (с учетом давления газа)	0,856 0,162
Давление защитного газа (изб.), МПа:	
— в корпусе реактора в номинальном режиме — в корпусе реактора в режиме перегрузки	0,054 0,005

Реактор имеет интегральную компоновку оборудования первого контура (см. рис. 2.10, 2.11), при которой активная зона и зона воспроизводства с системой организации теплосъема, органы управления реактивностью, ПТО, ГЦН-1, радиационная защита, поворотные пробки, внутриреакторные конструкции, механизм перегрузки, элеваторы загрузки и выгрузки, внутриреакторные устройства временного хранения топлива, подвески ионизационных камер и теплоноситель первого контура размещены внутри корпуса реактора.

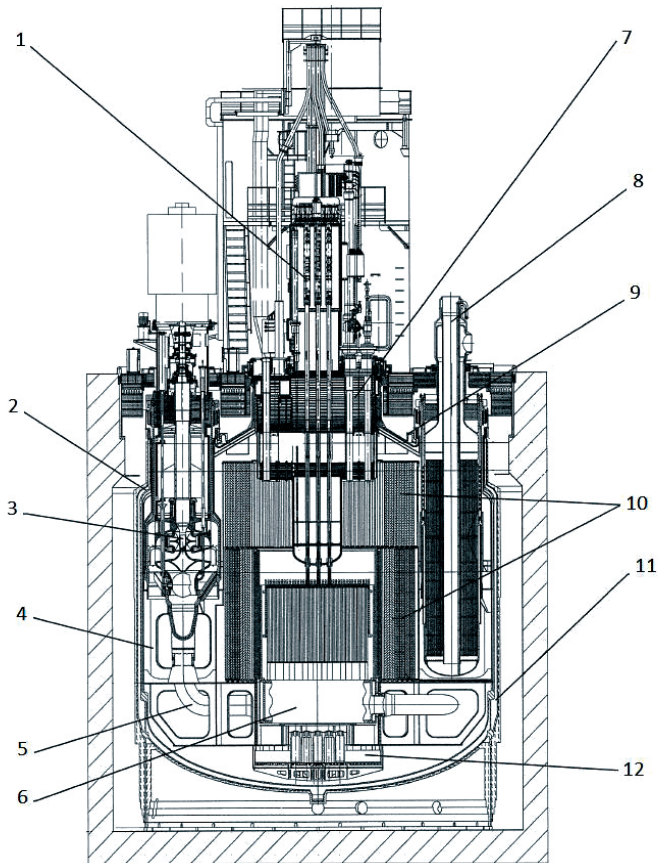


Рис. 2.10. Продольный разрез РУ БН-800:

1 — исполнительные механизмы СУЗ; 2 — основной корпус реактора; 3 — ГЦН-1; 4 — пояс опорный; 5 — трубопровод напорный; 6 — камера напорная; 7 — пробки поворотные; 8 — ПТО; 9 — компенсатор; 10 — нижний и верхний ярусы боковой внутрикорпусной защиты; 11 — корпус реактора страховочный; 12 — устройство для сбора топлива; 13 — пробки уровнемеров; 14 — пробки под механизмы системы горизонтального звуковидения; 15 — барабаны перегрузочные с приводами и оборудованием; 16 — механизм передачи сборок перегрузочного бокса; 17 — пробки для внутрибаковых ионизационных камер

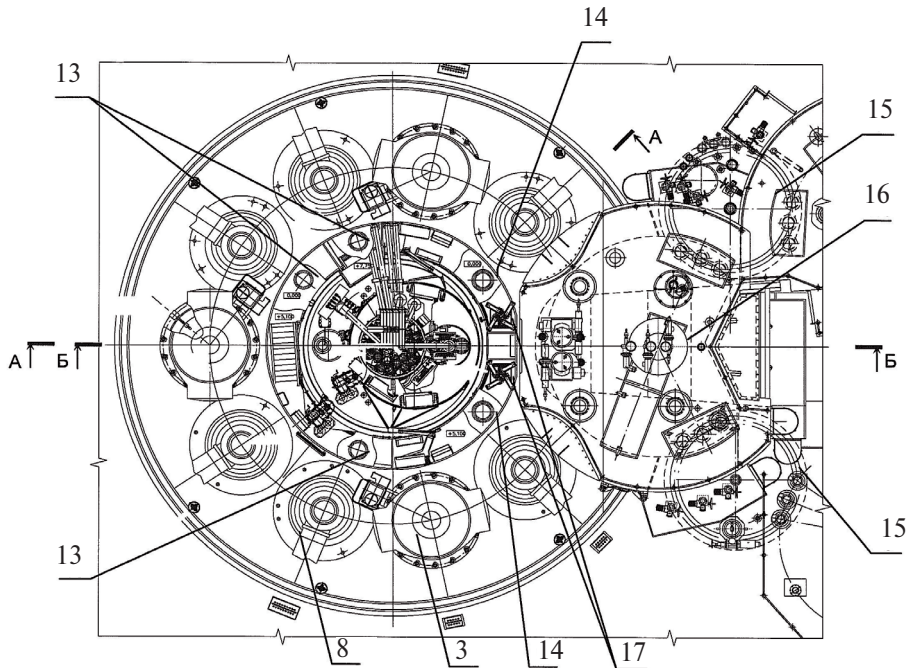


Рис. 2.11. Поперечный разрез реактора БН-800, вид сверху
(позиции приведены на рис. 2.10)

В состав реактора входит следующее оборудование:

- корпус реактора и внутрикорпусные конструкции;
- активная зона;
- промежуточный теплообменник (ПТО) «натрий-натрий» — 6 шт;
- главный циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1) — 3 шт;
- пробки поворотные с приводами — 3 шт;
- барабаны перегрузочные с приводами и оборудованием — 2 шт;
- комплект исполнительных механизмов СУЗ — 1 шт;
- комплекс механизмов перегрузки: механизм перегрузки — 1 шт,
- элеваторы — 2 шт, механизм передачи сборок — 1 шт;
- внутрибаковые ионизационные камеры — 8 шт;
- механизмы системы горизонтального звуковидения — 2 шт;
- средства измерений и контроля (термопреобразователи электрические, уровнемеры и т. п.).

Основное оборудование реактора (кроме перегрузочных барабанов, механизма перегрузки и механизма передачи сборок) размещается в корпусе реактора, который устанавливается на дне шахты реактора).

Корпус реактора (см. рис. П.9–П. 11) представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд, имеющий конусную крышу и эллиптическое днище с опорным кольцом. Для локализации последствий разгерметизации корпуса реактора его днище, цилиндрическая часть и часть конусной крыши, находящиеся под слоем натрия, заключены в страховочный корпус. Основной и страховочный корпуса имеют нижний узел опирания.

Крыша корпуса имеет горловину с силовым фланцем, к которому приварена опорная обечайка поворотной пробки. На нее (обечайку) устанавливаются поворотные пробки с механизмами. Кроме центральной горловины, на крыше корпуса реактора размещены патрубки для проходки ПТО, ГЦН-1, для монтажа оборудования комплекса систем перегрузки сборок активной зоны. В крыше корпуса имеются также патрубки под уровнемеры, под механизмы системы звуковидения, под внутрибаковые ионизационные камеры и патрубки вспомогательных систем реактора.

Цилиндрическая часть корпуса и эллиптическое днище приварены к опорному кольцу корпуса, с помощью которого корпус через опорную обечайку основного корпуса, опорное кольцо и опорную обечайку страховочного корпуса жестко связан с фундаментной рамой шахты реактора.

Страховочный корпус реактора расположен вокруг основного корпуса с зазором ~ 100 мм, оканчиваясь выше уровня теплоносителя первого контура. Вверху крыша страховочного корпуса соединена с крышей основного корпуса с помощью торового компенсатора. Наружную поверхность страховочного корпуса покрывает теплоизоляция, предназначенная для ограничения тепловых потерь установки в окружающую среду и снижения температурного перепада в стенках корпуса.

Внутри основного корпуса располагаются: пояс опорный, на который опираются все внутрикорпусные конструкции и внутрикорпусное оборудование; напорные трубопроводы, коллектор распределительный (напорная камера с коллекторами и отражателем), трубопроводы вспомогательных систем, вытеснители, компенсаторы сильфонные, внутрикорпусная защита, устройство для сбора топлива.

Напорные трубопроводы подачи натрия от ГЦН-1 к напорной камере образуют три блока напорных трубопроводов. Для ограничения протечек теплоносителя при возможной разгерметизации трубопровода каждый из блоков заключен в страховочный кожух.

Напорная камера с коллекторами является опорой для ТВС, сборок стальной и борной защиты, гильз и стержней СУЗ и предназначена для распределения теплоносителя между сборками активной зоны, зоны воспроизводства и хранилища, а также для подачи части расхода теплоносителя для охлаждения корпуса реактора и внутрибаковых ионизационных камер.

На верхней плите напорной камеры установлен и закреплен болтами отражатель, предназначенный для формирования наружного контура активной зоны и уменьшения потока нейтронов на внутрикорпусные конструкции.

Под элеваторной выгородкой на уровне центра активной зоны расположены вытеснители, предназначенные для обеспечения необходимого нейтронного потока на внекорпусные ионизационные камеры.

В состав реакторной установки входит ряд вспомогательных систем первого контура, оборудование которых расположено за пределами корпуса реактора (система очистки натрия, система заполнения (дренажа) натрием реактора и т. д.).

Устройство для сбора топлива, расположенное под напорной камерой, предназначено для локализации расплавленного топлива и организации съема остаточных тепловыделений топлива за счет естественной циркуляции теплоносителя первого контура, предотвращения попадания топлива на днище корпуса и предотвращения образования вторичных критических масс при запроектной аварии. При нормальных режимах работы реактора устройство для сбора топлива омывается теплоносителем, поступающим через дроссели из напорной камеры для охлаждения корпуса реактора.

Активная зона реактора спроектирована таким образом, что при нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, исключается превышение соответствующих пределов повреждения твэлов.

2.2.3. Основные компоновочные решения АЭС с реактором БН-800

Главный корпус включает в себя несколько различных по своему назначению блоков:

- реакторное отделение, в котором размещены реактор, вспомогательные системы I и II контуров, основные трубопроводы II контура и частично оборудование II контура, оборудование перегрузки реактора. Имеет размеры в плане 42×66 м и высоту 73,60 м;
- отделение отработавшего топлива и вентиляционных установок. Имеет размеры в плане $42 \times 15,3$ м и высоту 45,00 м;
- электротехнические этажерки, где размещаются электрические устройства систем нормальной эксплуатации и систем безопасности, на верхних отметках — оборудование систем холодоснабжения и САРХ 1-й и 2-й петли. В одной из этажерок размещается узел приема натрия и РЩУ. Электротехнические этажерки имеют размеры в плане $21 \times 81,3$ м и высоту 45,00 м;
- парогенераторное отделение, где располагаются парогенераторы, баки натрия II контура, баки аварийного сброса, электротехнические помещения, БЩУ, вентиляционные установки. Имеет размеры в плане 33×96 м и высоту до 63,5 м.

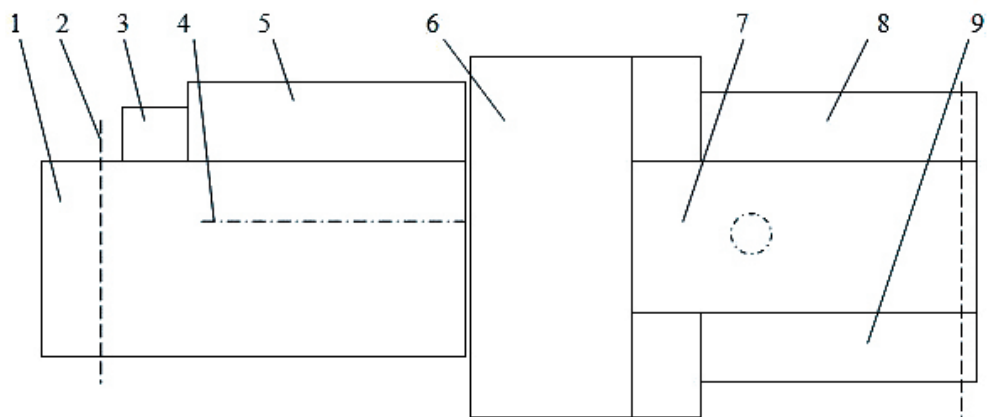


Рис. 2.12. Компоновка частей главного корпуса АЭС с реактором БН-800:

1 — машинный зал; 2 — ось железнодорожного пути; 3 — блок маслоснабжения машинного зала; 4 — ось турбогенератора; 5 — электротехническая этажерка машинного зала; 6 — парогенераторное отделение; 7 — реакторное отделение; 8, 9 — электротехнические этажерки реакторного отделения

Компоновка главного корпуса и взаимное расположение помещений, систем и оборудования выполнены с учетом следующих основных принципов:

- обеспечения необходимых условий для нормального протекания предусмотренных проектом технологических процессов как при нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях;
- обеспечения возможности обслуживания и ремонта;
- сокращения до минимума технологических коммуникаций;
- установки оборудования, являющегося источником радиоактивных веществ и радиоактивных излучений, в пределах реакторного отделения;
- создания биологической защиты в помещениях, требующих присутствия персонала.

Реакторное отделение (см. рис. П.12). Компоновка реакторного отделения выполнена из расчета, что все системы с натриевой технологией размещаются в непосредственной близости от реактора.

Помещения с радиоактивной натриевой технологией являются не обслуживаемыми при работе реактора на мощности или ограниченно доступными по радиационной обстановке. Эти помещения выполняются с необходимой степенью герметичности, имеют теплоизоляцию и облицовку из нержавеющей стали. Помещения с радиоактивной натриевой технологией относятся к зоне строгого режима, и проход в эти помещения осуществляется только через санпропускники.

Строительные конструкции реакторного отделения выполнены в монолитном железобетоне, с оперативной отметкой обслуживания центрального зала + 16.650 (см. рис. 2.13).

На оперативную отметку обслуживания центрального зала в помещении вокруг реактора выведены механизмы и приводы, не имеющие прямого контакта с радиоактивным оборудованием и доступные для обслуживания эксплуатационным персоналом, в том числе электродвигатели и уплотняющие узлы насосов I контура, привода СУЗ, системы регулирования ГЦН—I.

В центральном зале выше оперативной отметки обслуживания располагаются трубопроводы II контура, заключенные в страховочные кожухи для предотвращения пролива натрия в центральный зал при разуплотнении основного трубопровода.

Между осями 13—15 проходят основные трубопроводы II контура и располагается пристройка насосов II контура. В пристройке насосов размещаются ГЦН—II, электромагнитные насосы системы очистки натрия II контура, фильтр-ловушки и рекуператоры системы очистки натрия II контура.

Центральный зал обслуживается специальным мостовым краном грузоподъемностью 320/32 т, дооборудованным двумя электрическими тальми грузоподъемностью 5 т. Кран предназначен для монтажа, демонтажа и ремонта оборудования.

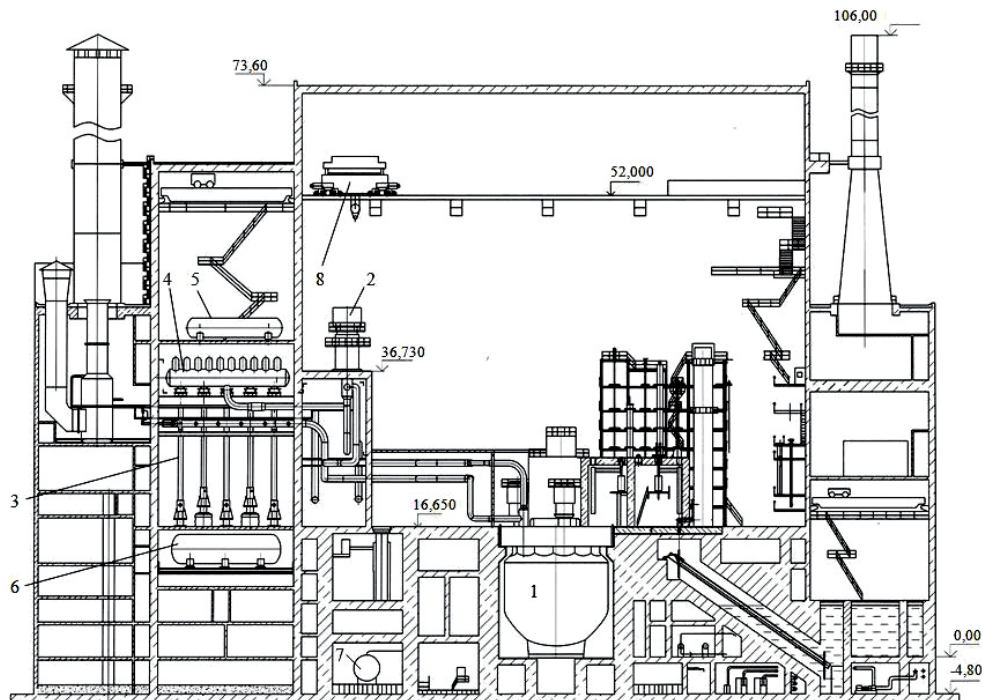


Рис. 2.13. Поперечный разрез главного корпуса АЭС с реактором БН-800:

- 1 — реактор; 2 — ГЦН-II; 3 — ПГ; 4 — буферная емкость; 5 — бак аварийного сброса II ступени; 6 — бак натрия II контура; 7 — бак-компенсатор; 8 — мостовой кран

Управление кранами осуществляется из кабины или с дистанционных пультов управления, расположенных в углах центрального зала на отметках +35.500 и +36.900.

Пол центрального зала имеет проемы, закрытые защитными плитами, для обеспечения возможности доступа к оборудованию, обслуживание которого осуществляется краном центрального зала (фильтр-ловушки, ресиверы выдержки аргона и др.).

На энергоблоке предусмотрен дистанционный демонтаж выемных частей оборудования, имеющего контакт с натрием I контура. Передача оборудования в шахты дезактивации и отмывки от натрия перед

проведением ремонтных работ производится в защитных герметичных контейнерах.

Шахты отмывки крупного, среднего и длинномерного оборудования размещаются в боксах ниже отметки +6.650.

Отмытое в шахтах оборудование через проем краном центрального зала передается на железнодорожную платформу. Ремонт оборудования осуществляется вне пределов главного корпуса в ремонтных мастерских спецкорпуса.

Рядом с реактором расположены перегрузочный и обмывочный боксы, предназначенные для выгрузки ТВС из реактора.

На оперативной отметке обслуживания центрального зала в осях 20–21 установлен механизм перегрузки свежих сборок. Барабан свежих сборок находится под перегрузочным боксом. Свежее топливо проходит входной контроль на складе свежего топлива и передается в реакторное отделение специальным транспортом (см. рис. П.13–П.14). Загрузка барабана осуществляется с помощью механизма передачи свежих сборок. Перед подачей в реактор свежие ТВС разогреваются до заданной температуры. Среда в барабане при загрузке свежих сборок — воздух, при подготовке к перегрузке воздух заменяется на аргон. Среда в боксе выкатки барабана и в шахте наклонного подъемника — воздух.

Все оборудование тракта передачи отработавшего топлива из реактора в бассейны выдержки также размещается в реакторном отделении: барабан отработанных сборок, обмывочный бокс с перегрузочной машиной и газовыми задвижками, гнезда отмывки ТВС паром (2 гнезда) и гнездо герметизации свинцом, механизм герметизации и наклонный подъемник в помещении шахты выдачи.

Все отработавшие сборки проходят контроль с помощью специальной вне реакторной системы обнаружения дефектных сборок (СОДС), совмещенной с гнездом паровой отмывки.

ТВС, имеющие негерметичность оболочек, не отмываются паром, а герметизируются расплавленным свинцом. После отмывки отработавшие ТВС с помощью наклонного подъемника в шахте выдачи направляются на хранение в бассейн выдержки. Наблюдение за работой оборудования шахты выдачи осуществляется из операторской.

В центральном зале выше оперативной отметки обслуживания расположены площадки хранения спецустройств, стенды сборки, хранения и испытания оборудования и специальных приспособлений,

предназначенных для проведения операций замены аварийного оборудования.

Реактор размещается в бетонной шахте диаметром 15 м и выполнен с нижним опиранием корпуса на отметке 0.000. Практически все основное оборудование I контура заключено в общем баке реактора (интегральная компоновка реактора). Вне корпуса реактора вынесены вспомогательные системы, обеспечивающие контроль качества натрия и его очистку, а также газовые системы и система компенсации давления. Условием размещения этих систем является обеспечение минимальной протяженности натриевых трубопроводов I контура. С этой целью коридоры трубопроводов натрия I контура выполнены непосредственно примыкающими к железобетонной шахте, в которой установлен реактор.

Компоновка турбинного отделения (см. рис. 2.14, 2.15, П15). При разработке компоновки турбинного отделения учтен опыт, накопленный при проектировании турбоустановок для энергоблоков 1000 МВт, а также турбоустановок для ТЭС.

Турбинное отделение и деаэрационная этажерка спроектированы с учетом максимальной механизации ремонтных работ. Турбинное отделение имеет пролет 45 м и длину 108 м, выполнено со сквозным железнодорожным проездом. Расположение турбогенератора в машинном зале продольное. По обе стороны от турбоагрегата с учетом максимальной возможности и удобства обслуживания кранами скомпоновано вспомогательное оборудование. В турбинном отделении передвижение грузов предполагается производить электрокаром. Для обслуживания оборудования турбинного отделения предусмотрена двухъярусная установка кранов: верхний ярус — кран грузоподъемностью 125/20 т, нижний ярус — кран грузоподъемностью 15 т.

Для обслуживания оборудования и трубопроводов в деаэрационном отделении предусмотрены:

- над перекрытием с отметкой 23,00 — установка двух подвесных электрических кранов грузоподъемностью 10 тс;

- под перекрытием с отметкой 23,00 — установка одного подвесного электрического крана грузоподъемностью 10 тс и электрическая таль грузоподъемностью 5 тс;

- под перекрытием с отметкой 15,00 — установка крана мостового электрического грузоподъемностью 20/5 тс.

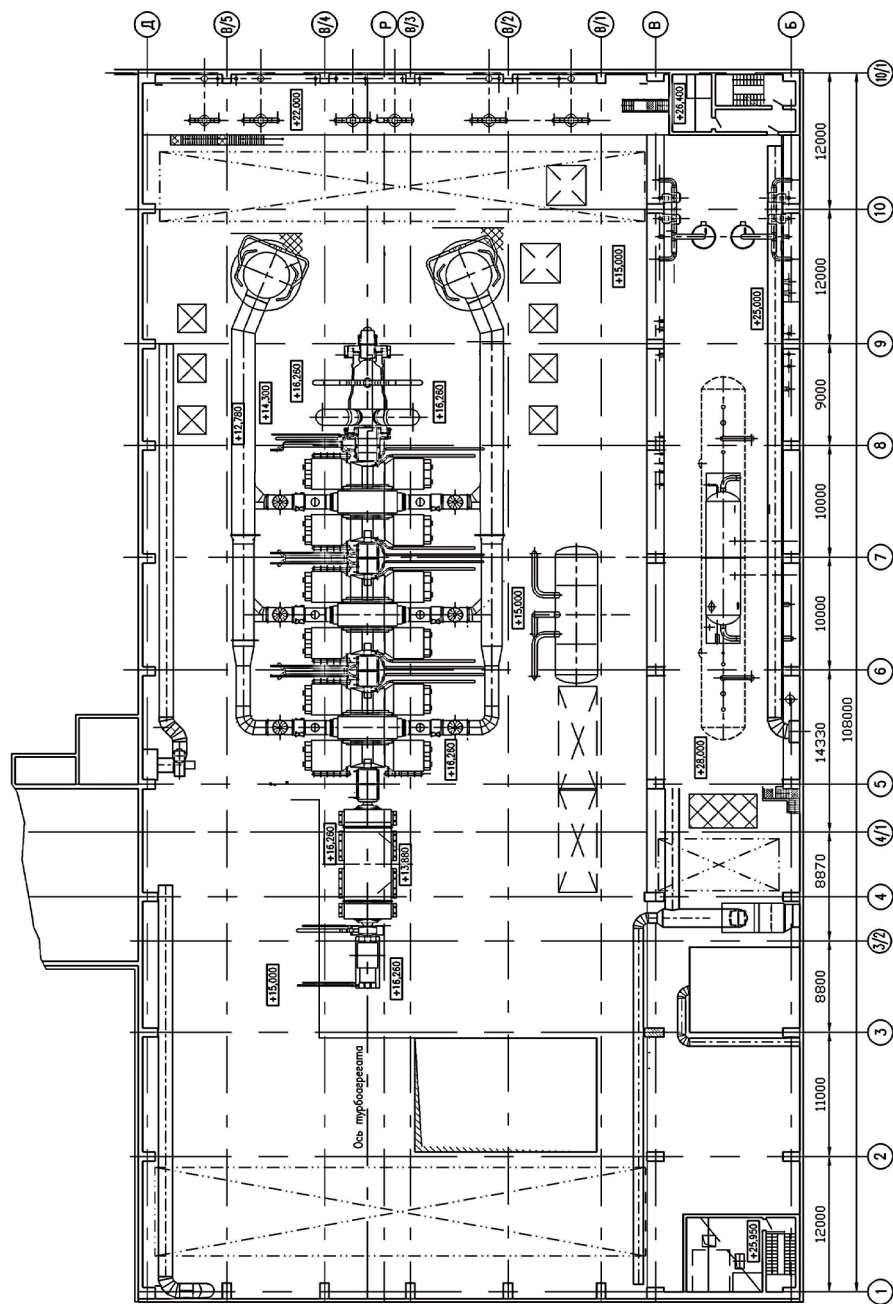


Рис. 2.14. План турбинного отделения

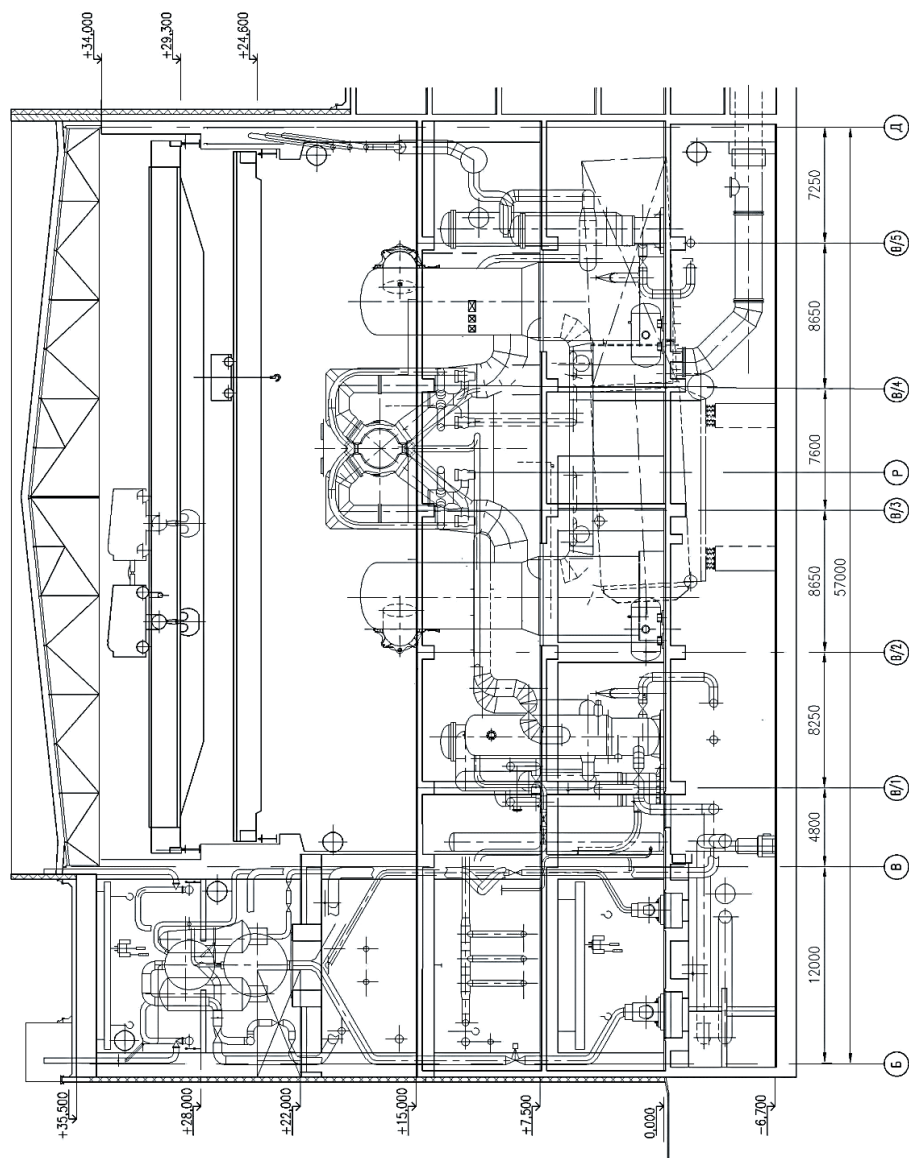


Рис. 2.15. Поперечный разрез турбинного отделения

Обслуживание оборудования, арматуры и трубопроводов под отметкой 15.00 турбинного отделения при ремонтах предусматривается стационарными и инвентарными грузоподъемными механизмами с последующим выносом в зону обслуживания основных мостовых кранов или в зону транспортного проезда электрокара.

Размещение деталей при производстве капитального ремонта предусматривается на площадке обслуживания, имеющей силовое перекрытие. Все крупногабаритное и тяжеловесное оборудование находится в зоне действия главного мостового крана. Для обслуживания и ремонта основного и вспомогательного оборудования, арматуры, стопорных и регулирующих клапанов предусмотрены площадки и лестницы.

Для обеспечения высокой степени ремонтпригодности турбины на всех деталях проточной части, корпусах цилиндров, паровых коробках, крышках подшипников предусмотрены средства захвата, позволяющие использовать стандартные грузоподъемные средства при обслуживании и ремонте турбины.

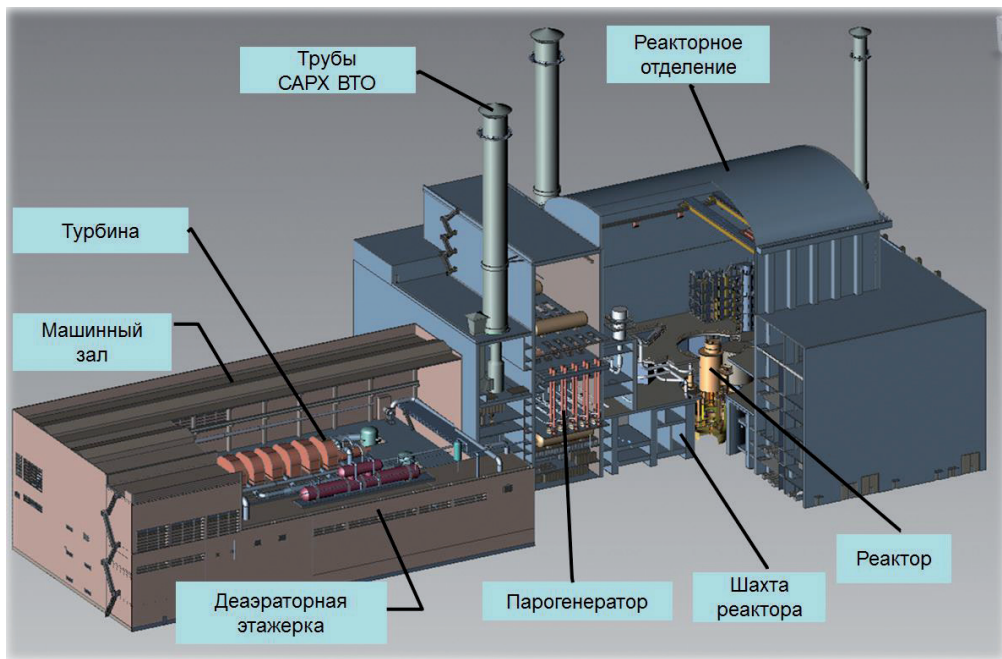


Рис. 2.16. Разрез главного корпуса АЭС с реактором БН-800

2.2.4. Генеральный план АЭС

Пространственное расположение производств, цехов и хозяйств на территории предприятия осуществляется по генеральному плану предприятия, разрабатываемому при его создании.

Генеральный план предприятия представляет собой графическое изображение его территории со всеми зданиями, сооружениями, коммуникациями, путями сообщения, привязанными к определенной территории (местности).

Выбор соответствующей площадки¹ под строительство АЭС представляет собой важный процесс, поскольку местные обстоятельства могут влиять на безопасность. В ряде случаев вопрос об ограничениях по размещению АЭС решается полностью директивным путем, однако чаще выбор площадки представляет собой сбалансированное решение между конкурирующими факторами, связанными с экономическими интересами, отношением населения и безопасностью.

Местные факторы, которые могли бы отрицательно сказаться на безопасности АЭС, включают в себя как природные факторы, так и опасности, вызываемые деятельностью человека. Природные факторы, которые следует учитывать, включают геологические и сейсмологические характеристики и возможные гидрологические и метеорологические явления. Опасности, вызванные деятельностью человека, включают опасности от химических объектов, выбросы токсичных и горючих газов и падение самолета.

Любую электростанцию, в том числе и АЭС, целесообразно размещать возможно ближе к потребителям электроэнергии, чтобы снизить затраты на строительство линий электропередач и соответственно уменьшить потери в этих линиях при передаче электроэнергии потребителям. Значительным преимуществом АЭС является независимость ее места расположения от места производства (добычи) топлива, так как потребность АЭС в топливе крайне незначительна в сравнении, например, с ТЭС на угле.

При выборе места строительства АЭС необходимо учитывать наличие источника технического водоснабжения (см. рис. П.16—П.18), так как конденсаторы паровых турбин АЭС (особенно работающих на насыщенном паре) требуют большего расхода охлаждающей воды. В ряде случаев это обстоятельство играет решающую роль.

Площадку и ее размеры выбирают с учетом возможного расширения АЭС, т. е. исходя из условия размещения оборудования полной

¹ **Площадка** — это территория, на которой расположена АЭС и которая находится под контролем эксплуатирующей организации.

мощности станции, а не только первой очереди строительства. Рельеф местности должен быть ровным, не требующим больших планировочных работ.

Затраты на отчуждение земель под строительство АЭС должны быть минимальными. При этом нежелательно строить АЭС в районе залегания полезных ископаемых.

Вокруг АЭС создается санитарно-защитная зона и зона наблюдения. В санитарно-защитной зоне запрещается размещение жилых зданий, детских учреждений, больниц, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к АЭС, для которой она установлена. В санитарно-защитной зоне устанавливается режим ограничений и проводится радиационный контроль. Зона наблюдений представляет собой территорию, где возможно влияние радиоактивных сбросов и выбросов АЭС и где облучение проживающего населения может достигать установленного предела дозы. В зоне наблюдения проводится радиационный контроль.

Генеральным планом АЭС (см. рис. 2.17) называется расположение всех сооружений атомной электростанции на отведенной ей промышленной площадке (промплощадке) [16]. Составление генерального плана АЭС осуществляется исходя из удобства взаимного расположения всех наземных зданий и подземных инженерных сооружений с учетом организации движения автомобильного и железнодорожного транспорта по площадке. При размещении основных и вспомогательных сооружений АЭС должны выдерживаться определенные расстояния между ними в соответствии с нормами проектирования АЭС, включающими, помимо технологических, требования пожарной безопасности, правила радиационной безопасности и т. д.

2.3. Эффективность работы энергоблоков АЭС

2.3.1. Баланс теплоты в схеме АЭС

Как правило, АЭС представляет собой несколько самостоятельных энергетических блоков (энергоблоков), каждый из которых имеет свой ядерный реактор, турбогенератор и вырабатывает электроэнергию независимо от других блоков. Основной характеристикой энергоблока является его номинальная мощность, т. е. максимальная допустимая мощность или разрешенная после реконструкции блока ($N_{эл.н}$).

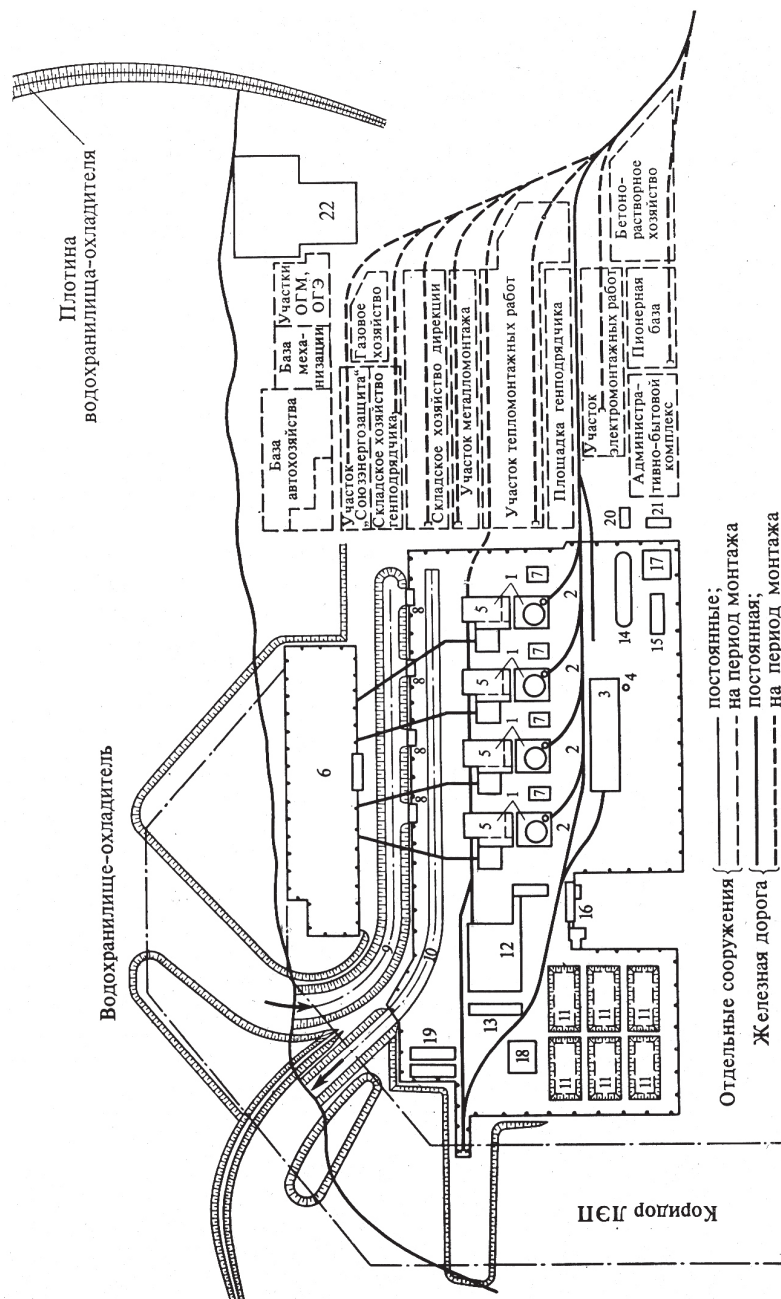


Рис. 2.17. Генеральный план АЭС общей мощностью 4000 МВт с реакторами ВВЭР-1000:

- 1 — главные корпуса; 2 — вентиляционная труба; 3 — корпус СВО; 4 — вентиляционная труба корпуса СВО; 5 — трансформаторы; 6 — ОРУ; 7 — ДГ; 8 — блочная насосная станция; 9 — отводящий канал; 10 — отводящий канал; 11 — брызгальный бассейн; 12 — объединенный вспомогательный корпус; 13 — азотно-кислородная станция; 14 — объединенное маслохранилище; 15 — ПРК; 16 — АБК; 17 — сооружения водопровода; 18 — склад сухих солей; 19 — шламоотвал; 20 — гараж; 21 — пожарное депо; 22 — канализационно-очистные сооружения

Ядерный реактор АЭС представляет собой двухцелевую установку, т. е. он одновременно с выработкой теплоты для получения электроэнергии вырабатывает новое ядерное топливо из сырьевых материалов. Следовательно, экономичность энергоблока АЭС необходимо оценивать с учетом эффективности преобразования выработанной в реакторе тепловой энергии в электрическую, коэффициента воспроизводства ядерного топлива и экономичности его извлечения из отработавших ТВС. Однако, поскольку в настоящее время большинство реакторов АЭС работают по разомкнутому топливному циклу, экономичность АЭС как источника тепловой и электрической энергии может оцениваться по показателям, принятым в обычной энергетике.

Энергия, получаемая в активной зоне реактора, выделяется в виде теплоты. Однако согласно второму закону термодинамики нельзя превратить всю тепловую энергию в механическую или электрическую энергию. Отношение механической энергии, получаемой в турбине, к общей тепловой энергии, содержащейся в паре, характеризует тепловую эффективность цикла. Тепловая эффективность зависит от температуры пара, поступающего в турбину, и температуры окружающей среды¹, в которую «бесполезное» или «ненужное» тепло сбрасывается.

Рассмотрим тепловой баланс для двухконтурной АЭС с водным теплоносителем в расчете на 1 кг пара (см. рис. 2.18). В парогенератор поступает теплота, выделившаяся в активной зоне реактора, — $q_{a.з.}$, за вычетом теплоты, теряемой системой первого контура, — q_{IK} , а также теплота конденсата — q_k . С учетом потерь теплоты в парогенераторе — $q_{пг.}$ в паропроводах — $q_{тр.}$ каждый килограмм пара несет в турбину энтальпию — $h_{п.}$. Некоторая незначительная часть этой теплоты будет затрачена на механические потери в турбине — $q_{мех}$ и потери в электрогенераторе — q_r , значительную часть теплоты придется отвести в конденсатор, откуда она будет сброшена в окружающую среду с охлаждающей водой водоема, реки и т. д. Непосредственно в электроэнергию будет превращено количество теплоты — $q_{эл.}$, которое существенно меньше отводимого в конденсаторе. В результате этого коэффициент полезного действия (КПД) АЭС с водным теплоносителем составляет ~33 % [16].

При использовании высокотемпературного газоохлаждаемого реактора или реактора с жидкометаллическим теплоносителем удастся

¹ Под окружающей средой здесь понимается вода из реки, озера или океана в случае открытой системы охлаждения и вода, охлаждаемая в пруде-охладителе или градирне при закрытой системе охлаждения конденсатора турбины (в последнем случае сброс теплоты идет в атмосферу).

значительно повысить температуру теплоносителя на выходе из реактора, и, следовательно, увеличивается количество теплоты — $h_{\text{п}}$, вносимой килограммом пара в турбину.

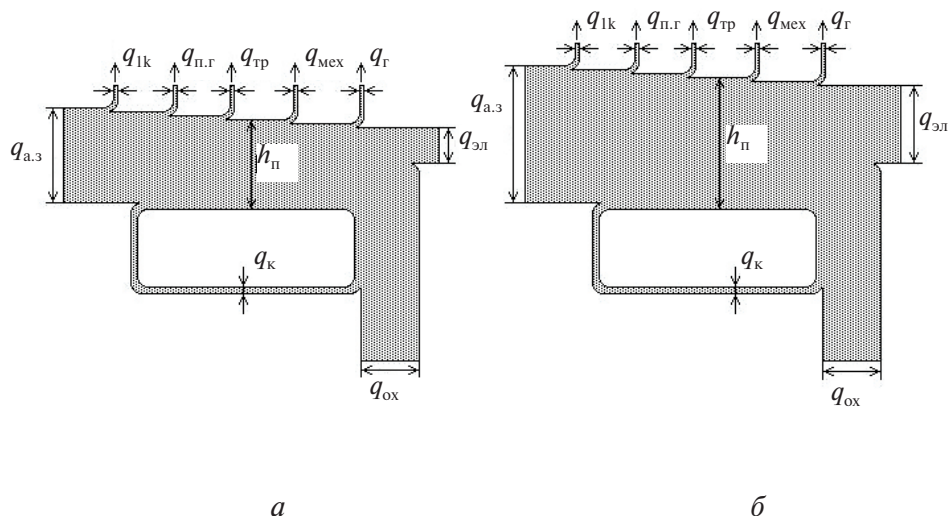


Рис. 2.18. Тепловой баланс на АЭС с водным — *а* и высокотемпературным газовым или жидкометаллическим — *б* теплоносителем

Соответственно увеличивается и количество теплоты — $q_{\text{эл}}$, превращаемой в электроэнергию, так как количество теплоты, отводимое в конденсаторе в расчете на 1 кг пара, остается таким же, как показано на рис. 2.18, *а*. Это повышает КПД в сравнении с водным теплоносителем. В зависимости от начальной температуры теплоносителя КПД может составить 40 % и выше, как и на современных тепловых электростанциях.

Значительное превышение энтальпии поступающего на турбину перегретого пара над насыщенным уменьшает потребный расход пара для выработки одной и той же мощности при одинаковых давлениях в конденсаторах турбин. На рис. 2.19 в качестве примера показано соотношение размеров турбин, работающих на перегретом (К-210–130, К-500–16,7¹) и насыщенном (К-220–44, К-500–60, К-500–65) паре.

¹ Паровая турбина К-500–16,7 (давление свежего пара указано в МПа) предназначена для работы в составе блока АЭС «Калпакам» (Индия) с реакторной установкой на быстрых нейтронах (PFBR).

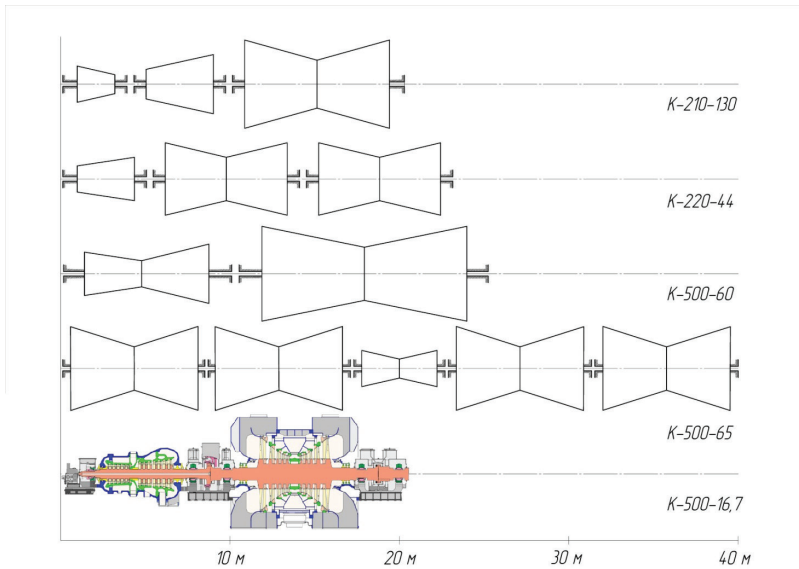


Рис. 2.19. Соотношение размеров турбин, работающих на перегретом и насыщенном паре

2.3.2. Показатели надежности и устойчивости работы энергоблоков

Коэффициент использования установленной мощности. В мировой практике применяется несколько показателей эффективности использования установленной мощности энергоблоков АЭС. Самый распространенный из них — коэффициент использования установленной мощности (см. рис. 2.20).

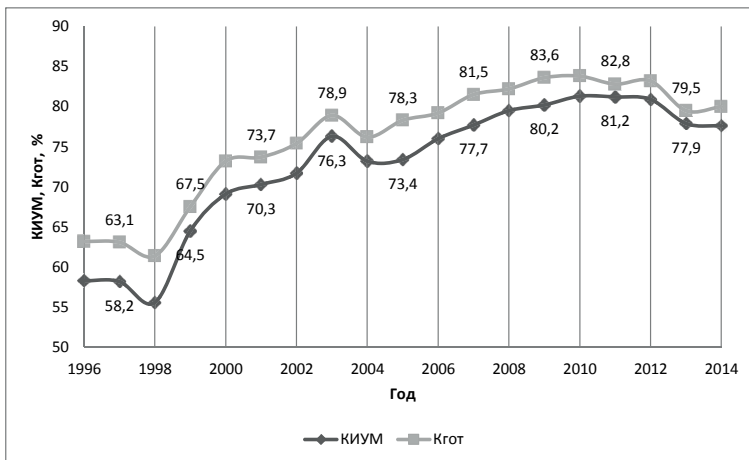


Рис. 2.20. Коэффициенты использования установленной мощности и коэффициент готовности АЭС России в 1996–2014 гг.

Так, по итогам 1 полугодия 2015 г. средневзвешенное по всем АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» значение КИУМ составило 88,43 %. Выработка электроэнергии за счет работы энергоблоков на мощности, выше установленной, составила 3576,566 млн кВт·ч (+3,26 %).

Причиной снижения КИУМ относительно запланированных значений является недовыработка электроэнергии в результате снижения мощности, простоев, неплановых остановов по причине отказов оборудования или превышения плановых сроков проведения ремонтов. Например, в 2015 г. снижение мощности энергоблока № 2 **Кольской АЭС** при отключении ТГ–6 в результате действия защиты от потери возбуждения генератора привело к недовыработке электроэнергии — 5,1 млн кВт·ч.

Значительные отклонения значений КИУМ энергоблоков Билибинской АЭС имеют системный характер, связанный с особенностями местного энергопотребления, и не зависят от атомной станции (см. рис. 2.21).

Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) определяется по формуле

$$\bar{\varphi} = \frac{\bar{N}}{N_{\text{н}}} = \frac{T_{\text{эф}}}{T}, \quad (2.1)$$

где \bar{N} — среднегодовая тепловая мощность реактора \bar{N}_T (или среднегодовая электрическая мощность $\bar{N}_{\text{эл}}$ энергоблока АЭС); $N_{\text{н}}$ — номинальная тепловая мощность реактора $N_{T, \text{н}}$ (или номинальная электрическая мощность $N_{\text{эл, н}}$ энергоблока АЭС); $T_{\text{эф}}$ — эффективное время работы реактора (или блока) в течение года, т. е. время работы, приведенное к номинальной тепловой мощности реактора (или к номинальной электрической мощности энергоблока), эф. сут или эф. ч; T — продолжительность года в календарных сутках или часах ($T = 365 \text{ сут} = 8760 \text{ ч}$).

Среднегодовая мощность \bar{N} определяется по формуле

$$\bar{N} = W/T, \quad (2.2)$$

где W — годовая выработка тепловой энергии реактора $W_{\text{теп}}$ (или годовая выработка электроэнергии $W_{\text{эл}}$ энергоблока АЭС).

Эффективное время работы $T_{\text{эф}}$ определяется по формуле

$$T_{\text{эф}} = W/N_{\text{н}}. \quad (2.3)$$

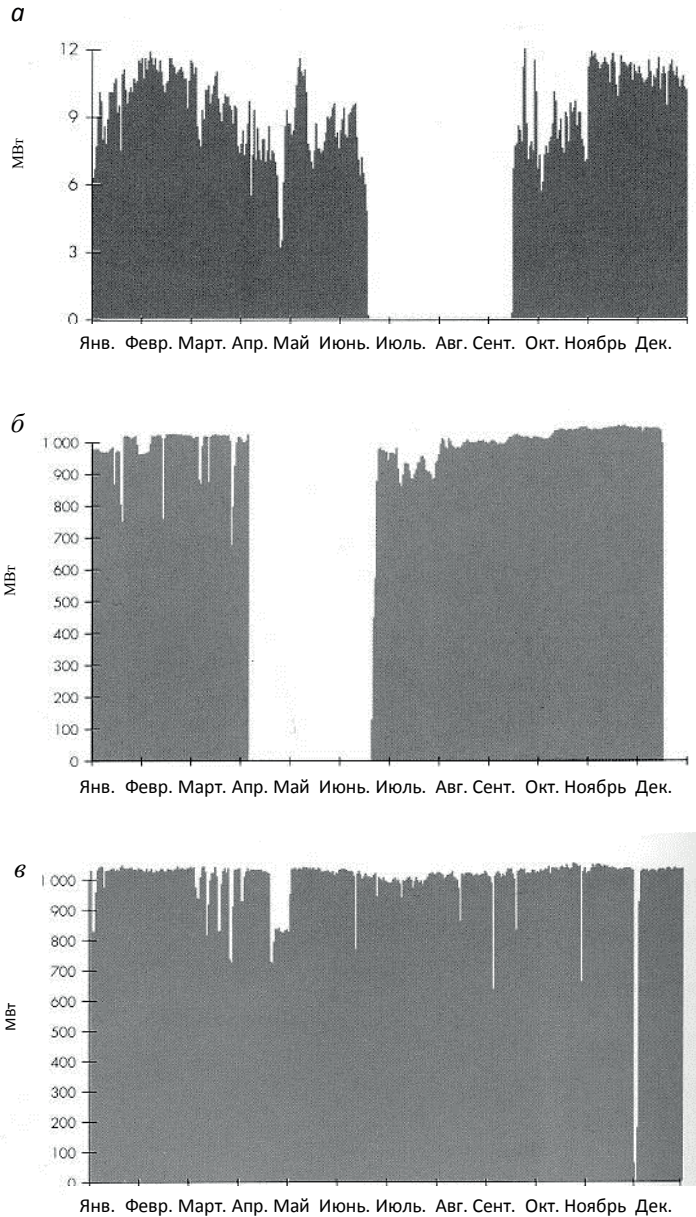


Рис. 2.21. Примеры несения нагрузки энергоблоками АЭС России мощностью 12 и 1000 МВт [17]:

- a* — выработанная электрическая энергия — 61,8 млн кВт·ч, КИУМ — 58,81 %;
- б* — выработанная электрическая энергия — 6412,4 млн кВт·ч, КИУМ — 73,2 %;
- в* — выработанная электрическая энергия — 8563,7 млн кВт·ч, КИУМ — 97,76 %

Коэффициент готовности энергоблоков АЭС, связанный с возможностью несения номинальной электрической нагрузки, $K_{\text{гот(э)}}$ (рассчитывается по методике ВАО АЭС), предназначен для контроля деятельности в области повышения надежности выработки электроэнергии. Он определяет, насколько хорошо осуществляется эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт АЭС. Отличия между значениями КИУМ и $K_{\text{гот}}$ (см. рис. 2.20) объясняются наличием недовыработки за счет причин, не зависящих от атомной станции.

Коэффициент неготовности энергоблоков АЭС, связанный с неплановой недовыработкой электроэнергии (по методике ВАО АЭС), предназначен для контроля деятельности в области минимизации времени простоя и снижений мощности, связанных с неплановыми отказами оборудования и прочими условиями. Среднее значение по отрасли коэффициента неготовности, связанного с неплановой недовыработкой электроэнергии, за 1-е полугодие 2015 г. составило 2,22 %.

Коэффициент вынужденных потерь (КВП) электроэнергии. Незапланированные вынужденные потери выработки электроэнергии — это энергия, которая не была выработана ввиду непланового останова или разгрузки энергоблока в связи с причинами, находящимися под контролем руководства станции. Среднее по всем АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» значение КВП за первое полугодие 2015 г. составило 2,31 %.

Коэффициент неготовности электросети (по методике ВАО АЭС) предназначен для анализа тенденций с целью снижения ограничений мощности из-за нестабильности энергосистемы или отключения энергосистемы по причинам, не находящимся под контролем руководства АЭС. Например аварийное отключение ВЛ «Куйбышевская-1» и «Красноармейская-2» 20.06.2015 привело к останову энергоблока № 4 (недовыработка 3,356 млн кВт·ч) и снижению мощности энергоблока № 1 Балаковской АЭС (недовыработка 0,336 млн кВт·ч).

2.4. Безопасность атомных станций

2.4.1. Терминология в области безопасности АЭС

Смысловое значение понятий «опасность» и «безопасность». Понятие «опасность» является первичным и означает «возможность, угрозу бедствия, несчастия, катастрофы и вообще чего-нибудь, чего следует

остерегаться, избегать, опасаться; ситуацию, в которой возможно возникновение явлений и процессов, способных поражать людей» [18].

Опасность сопряжена с запасенной в системах или вырабатываемой (преобразуемой) в процессах внутренней энергией, с запасенными, вырабатываемыми или преобразуемыми вредными веществами различной природы (химической, биологической и т. п.), а также с принятиями решений и действиями в условиях неопределенности, при недостаточном контроле чего-либо, в ситуациях риска (по академику Легасову В. А.).

Можно сказать, что опасность является внутренним свойством системы или процесса (источника опасности); основным свойством опасности является потенциальность, возможность негативного воздействия. Опасность проявляется через явления или процессы, способные поражать, наносить ущерб, действовать разрушительно. Опасность предостерегает нас от непродуманных решений и действий.

Отсюда вполне логически вытекает, что безопасность — это такое состояние, при котором опасность не может проявиться в полной мере благодаря специально принимаемым мерам, часто называемым защитными мерами; состояние, которое надежно контролируется.

Если опасность первична, существует сама по себе как внутреннее свойство объекта (технической системы), то безопасность как отрицание опасности должна быть специально (искусственно) создана человеком и требует для своего создания определенных усилий, ресурсов и затрат. Отсюда следует, что безопасность — категория экономическая и степень безопасности зависит от величины затрат на ее создание, и отсюда вытекает принцип ALARA (сокращение “As Low As Reasonably Achievable”) — «настолько низко насколько разумно достижимо» или применительно к безопасности — «настолько безопасно, насколько можно разумно достигнуть с учетом социальных и экономических факторов на основе методологии анализа «затраты — выгода» [19].

Безопасность не может быть абсолютной, безопасность должна быть достаточной, социально и экономически обоснованной и приемлемой человеком и обществом в данное конкретное время.

С понятиями «опасность» и «безопасность» тесно связано понятие «авария»: процесс разрушительного высвобождения собственного энергозапаса промышленного предприятия, при котором сырье, промежуточные продукты, продукция предприятия и отходы произ-

водства, установленное на промышленной площадке технологическое оборудование, вовлекаясь в аварийный процесс, создают поражающие факторы для населения, окружающей среды, самого предприятия и соседних промышленных объектов (по академику Легасову В. А.).

В последние годы наряду с понятиями «опасность» и «безопасность» стало широко использоваться понятие «**риск**», прежде всего как мера опасности — безопасности.

Безопасность и риск. Используя понятие «риск», можно дать следующее смысловое определение понятия «безопасность», близкое к приведенному в ФЗ «О техническом регулировании»: безопасность — состояние системы, при котором значения всех рисков не превышают их допустимых уровней (приемлемого риска).

В нормативных и технических документах используются и другие определения. Безопасность — это:

- состояние защищенности внешнего окружения — человека и среды, в которой размещается объект, от опасностей, присущих объекту как источнику опасности;
- свойство (совокупность свойств), специально придаваемое объекту (реактор с внутренне присущей безопасностью) для снижения уровня его опасности и аварийности;
- условие осуществления деятельности человека.

Последний вариант определения «безопасности» по сути содержится в ФЗ «О лицензировании отдельных видов деятельности» в определениях понятий «лицензия» и «лицензионные требования и условия» (ст. 2) и в ст. 9. «Лицензионные требования и условия», в которой соблюдение норм и правил безопасности провозглашается обязательным условием при осуществлении лицензируемых видов деятельности, а также в Основах государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу, один из принципов которых (раздел IV) сформулирован следующим образом: «**обеспечение ядерной и радиационной безопасности как непереносимое условие осуществления любой деятельности в области использования атомной энергии**».

Требования (нормы) по безопасности — требования (критерии) о том, чем характеризуется безопасность, т. е. набор признаков, критериев, условий, задающих уровень безопасности (риска), разделяющий опасные и безопасные состояния, при которых заданный уровень безопасности считается достигнутым. Требования по безопасности зависят

в том числе от формы определения безопасности (свойство, состояние, условие).

Обеспечение безопасности — деятельность, мероприятия, способы, средства, использование ресурсов, за счет которых достигается исполнение требований (норм) по безопасности, заданный уровень безопасности (риска).

Требования (нормы) по безопасности и способы обеспечения безопасности определяют экономику безопасности (сколько стоит безопасность).

Безопасность — категория экономическая, а норма безопасности — это консенсус между источниками опасности и субъектами безопасности, который зависит от уровня развития (самоосознания и экономики) общества, а также от личного и коллективного восприятия и способности (предрасположенности) к риску.

Ядерная безопасность и ее цель в понимании МАГАТЭ. В документах МАГАТЭ нет четко сформулированного определения понятия «ядерная безопасность», но дано четкое определение общей цели ядерной безопасности (публикация МАГАТЭ «Безопасность ядерных установок» № 110. Вена, 1993)

Общая цель ядерной безопасности состоит в защите отдельных лиц, общества и окружающей среды от вредных последствий путем создания и поддержания на ядерных установках эффективных средств защиты от радиационной опасности.

Эта цель достигается путем принятия мер для предотвращения аварий на ядерных установках и смягчения их последствий, если они произойдут, что составляет техническую цель ядерной безопасности, и путем обеспечения поддержания дозы облучения во всех эксплуатационных состояниях на установке или в результате любого запланированного выброса радиоактивных материалов с установки ниже предписанных пределов и на разумно достижимом низком уровне, а также обеспечение смягчения радиологических последствий любых аварий, что составляет цель радиационной защиты общей цели ядерной безопасности.

Таким образом, **общей целью ядерной безопасности в понимании МАГАТЭ является защита от аварий на ядерных установках и от техногенной радиации, возникающей при нормальной работе ядерных установок или вследствие аварий на них.**

Эта общая цель практически объединяет две цели, которые достигаются разными путями, методами, усилиями: достижение собственно ядерной безопасности и достижение радиационной безопасности.

Тем не менее, следует привести некоторые определения из документов МАГАТЭ последних лет. Так, в соответствии с *Глоссарием МАГАТЭ по вопросам безопасности* (МАГАТЭ, Вена, 2008) (ядерная) безопасность (*nuclear*) *safety* — это «достижение надлежащих условий эксплуатации, предотвращение аварий или смягчение последствий аварии, благодаря чему обеспечивается защита работников, населения и окружающей среды от чрезмерной радиационной опасности».

Такое же определение практически дословно, за исключением того, что вместо слов «условий эксплуатации» используются слова «эксплуатационных условий» приведено в «Требованиях безопасности № GS-R-3. Система управления для установок и деятельности» (МАГАТЭ, Вена, 2008).

В Основах безопасности МАГАТЭ «Безопасность ядерных установок» (Публикация № 10, Вена, 1993) говорится о том, что эксплуатация ядерных установок обычно связана с рисками (опасностями) различного вида. Эти риски должны строго контролироваться и должны приниматься адекватные меры для их снижения и достижения общей цели ядерной безопасности ядерной установки. К числу опасностей ядерной установки относятся не только такие специфические виды, как ядерная опасность, радиационная опасность, но и **общетехнические**, связанные с пожарной опасностью, опасностью эксплуатации гидравлических систем и сосудов высокого давления, электрической и другими опасностями, словом все то, что надо учитывать для предотвращения аварий такой сложной технической системы, как ядерная установка.

Именно поэтому в определениях культуры безопасности говорится о «безопасности ядерного объекта» в целом, о «всех работах, влияющих на безопасность».

Понятия «ядерная безопасность» и «радиационная безопасность» в отечественных документах. В отечественных правилах и нормах дано несколько определений ядерной безопасности, суть которых сводится к предотвращению СЦР и ограничению ее последствий, например:

ядерная безопасность — предотвращение возникновения СЦР (ядерной аварии) и ограничение ее последствий — ПБЯ-06–00–96;

ядерная безопасность ЯЭУ — совокупность свойств ЯЭУ, состояний технических средств и организационных мер, исключающих с определенной вероятностью ядерную аварию (возникновение и развитие неуправляемой цепной реакции деления) — ОПБ-К–98;

ядерная безопасность — свойство реакторной установки и атомной станции с определенной вероятностью предотвращать возникновение ядерной аварии (аварии, связанной с повреждением твэлов). Это определение было дано в ПБЯ РУ АС—89, которые в настоящее время заменены документом НП-082—07 («Правила ядерной безопасности реакторных установок АС»), в котором нет определения ядерной безопасности, но сформулировано то, чем она определяется и чем обеспечивается:

1. Ядерная безопасность РУ и АС определяется техническим совершенством проектов, требуемым качеством изготовления, монтажа, наладки и испытаний элементов и систем, важных для безопасности, их надежностью при эксплуатации, диагностикой технического состояния оборудования, качеством и своевременностью проведения технического обслуживания и ремонта оборудования, контролем и управлением технологическими процессами при эксплуатации, организацией работ, квалификацией и дисциплиной персонала.

2. Ядерная безопасность РУ и АС обеспечивается системой технических и организационных мер, предусмотренных концепцией глубоководной защиты, в том числе за счет:

- использования и развития свойств внутренней самозащитности;
- использования систем безопасности, построенных на основе принципов независимости, разнообразия и резервирования; единичного отказа;
- использования надежных, проверенных практикой технических решений и обоснованных методик, расчетных анализов и экспериментальных исследований;
- выполнения требований нормативных документов по безопасности РУ и АС, соблюдения требований проектов РУ и АС;
- устойчивости технологических процессов;
- реализации систем обеспечения качества на всех этапах создания и эксплуатации АС;
- формирования и внедрения культуры безопасности на всех этапах создания и эксплуатации АС.

Эти определения подтверждают главную отличительную особенность ядерной установки, указанную в документах МАГАТЭ, — выделение энергии в результате ядерной цепной реакции, которое может

привести к выбросу радиоактивного материала за пределы ядерной установки в процессе аварии.

В этих определениях видны исторические корни понятия «ядерная безопасность», уходящие в концепцию критической массы, и возможность возникновения самопроизвольной цепной ядерной реакции деления в делящемся материале при достижении критической массы. Не зря же этот вид опасности (безопасности) в отечественной литературе первоначально назывался «критмассовой» и лишь позднее стал называться «ядерной».

Определение радиационной безопасности дано в Федеральном законе № 3-ФЗ от 09.01.1996 «О радиационной безопасности населения»:

— **радиационная безопасность населения** — состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения;

— **ионизирующее излучение** — излучение, которое создается при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении заряженных частиц в веществе и образует при взаимодействии со средой ионы разных знаков.

Понятия «ядерная опасность» (безопасность) и «радиационная опасность» (безопасность) являются существенно разными понятиями, т. к. базируются на различных носителях опасности (ядерные материалы и установки, с одной стороны, и радиоактивные вещества и радиационные источники, с другой), проявляются в различных физических процессах (в неконтролируемом выделении ядерной энергии и выходе технологического процесса за установленные рамки и в наличии полей радиационных излучений), обеспечиваются различными способами технического и правового регулирования (см., например, ст. 3 ФЗ «Об использовании атомной энергии»). Отметим также различные системы учета и контроля источников ядерной опасности и радиационной опасности и особое отношение к нераспространению ядерных материалов и технологий, а также то, что эти виды безопасности имеют различные принципы обеспечения безопасности и единицы измерений (вероятность аварии и доза облучения).

Поэтому эти понятия должны быть снова разделены, как это было ранее, когда в отечественной литературе использовалась «критмассовая безопасность».

Отметим также, что в случае возникновения ядерно-опасного события всегда возникает радиационная опасность, которая может нанести

ущерб. Ядерной опасности без радиационных последствий не бывает. Зато радиационная опасность (безопасность) существует в большинстве случаев без всяких признаков ядерной опасности для тех объектов, которые содержат радиоактивные вещества и источники излучения, но не содержат делящихся материалов.

2.4.2. Принципы радиационной и ядерной безопасности

Принципы радиационной и ядерной безопасности (обоснования, нормирования, оптимизации, защиты будущих поколений и окружающей среды) достаточно широко известны, поскольку касаются всех граждан, а не только профессионалов.

В современном виде основополагающие принципы безопасности, включающие обеспечение радиационной безопасности, детально изложены в «Требованиях и рекомендациях МАГАТЭ. Основы безопасности» (№SF-1, 2009) (всего 10 принципов), а оценка соблюдения этих принципов изложена в нормах МАГАТЭ по безопасности «Оценка безопасности установок и деятельности. Общие требования безопасности, часть 4» № GSR.

При радиационной аварии система обеспечения радиационной безопасности населения основывается на следующих принципах:

- обеспечение максимальной защиты населения;
- намечаемые мероприятия по ликвидации последствий радиационной аварии должны приносить больше пользы, чем вреда;
- виды и масштаб деятельности по ликвидации последствий радиационной аварии должны быть реализованы таким образом, чтобы польза от снижения дозы ионизирующего излучения, за вычетом вреда, причиненного указанной деятельностью, была максимальной.

Предусматривается также возможность дополнительного регулирования облучения персонала, непосредственно участвующего в ликвидации радиационной аварии и ее последствий.

Естественно, что эти принципы применимы и к обеспечению ядерной безопасности, поскольку радиационная составляющая непременно присутствует и в ядерных авариях.

Принципы обеспечения ядерной безопасности. Специальные принципы обеспечения ядерной безопасности следующие:

- ядерные установки должны быть спроектированы так, чтобы при всех режимах эксплуатации предусматривались техниче-

ские средства, которые исключают неконтролируемый разгон мощности с учетом принципа единичного отказа или ошибки работника;

- ядерные установки должны быть спроектированы так, чтобы с учетом единичного отказа или ошибки работника исключалась самоподдерживающаяся цепная ядерная реакция;
- при всех операциях, связанных с обращением с ядерными материалами, должны быть предусмотрены технические и организационные меры, обеспечивающие неповреждение сборок, контейнеров, чехлов упаковок, содержащих ядерные материалы, а также сохранность и невозможность несанкционированного доступа и использования их.

Последний принцип часто разворачивают в самостоятельную и более глобальную задачу — задачу обеспечения нераспространения ядерных материалов, что, как говорилось ранее, составляет особую заботу и одну из целей создания МАГАТЭ.

Кроме того, установлены специальные критерии обеспечения ядерной безопасности, например:

- ограничение величины эффективного коэффициента размножения нейтронов;
- установление безопасного или допустимого значения для одного из параметров ядерной безопасности: массы, концентрации, геометрического параметра (диаметра, толщины слоя), объема с учетом коэффициента запаса;
- категорирование оборудования по степени ядерной опасности;
- оснащение всех помещений по производству и хранению ЯДМ системами аварийной сигнализации и т. п.

Как видно, ядерной опасности придается особое значение, и принимаются особые меры по исключению, на самом деле — по снижению вероятности ядерной аварии и уменьшению ущерба, вплоть до предоставления государственных гарантий обеспечения ядерной безопасности.

Государственные гарантии обеспечения ядерной безопасности особенно необходимы на случай глобальной ядерной аварии с трансграничным радиационным воздействием на сопредельные страны, на что и направлены конвенции о возмещении ядерного ущерба, об оперативном оповещении о ядерной аварии и о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации.

2.4.3. Обеспечение безопасности объектов использования атомной энергии (на примере атомной станции)

Федеральным законом России «Об использовании атомной энергии» установлено, что всю полноту ответственности за безопасность ядерной установки, а также за надлежащее обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами несет эксплуатирующая организация, т. е. обладатель лицензии. Согласно этому закону эксплуатирующая организация — это организация, созданная в соответствии с законодательством Российской Федерации и признанная органом управления использования атомной энергии пригодной эксплуатировать ядерную установку и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами. Для осуществления указанных видов деятельности эксплуатирующая организация должна иметь лицензии, выданные органами государственного регулирования безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии.

Эксплуатирующая организация обязана обеспечивать:

- использование ядерной установки только для тех целей, для которых она была создана;
- организацию и координацию разработки и выполнения программ обеспечения качества на всех этапах создания, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерной установки;
- разработку и реализацию мер по предотвращению аварий на ядерной установке и по снижению их негативных последствий для работников ядерной установки, населения и окружающей среды;
- реализацию прав работников объектов использования атомной энергии на социально-экономические компенсации;
- учет индивидуальных доз облучения работников;
- разработку и реализацию в пределах своей компетенции мер по защите работников и населения в случае аварии на ядерной установке;
- учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- осуществление физической защиты ядерной установки;
- разработку и реализацию мер пожарной безопасности;

- радиационный контроль в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;
- подбор, подготовку и поддержание квалификации работников ядерной установки и создание для них необходимых социально-бытовых условий;
- информирование населения о радиационной обстановке в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;
- осуществление иных полномочий, установленных нормативными правовыми актами.

Способы обеспечения безопасности. Безопасность обеспечивается:

- свойствами и состоянием технологий, оборудования и объектов, включая защитные барьеры безопасности;
- документами (федеральными законами, нормами, правилами, стандартами, руководствами, инструкциями и указаниями);
- персоналом (отбором, подготовкой, аттестацией, здоровьем, психологией, дисциплиной, заработной платой, социальной мотивацией, общей культурой и культурой безопасности, менталитетом и традициями);
- ликвидацией угроз, например, выводом и снятием с эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов;
- избеганием внешних угроз (например, размещением производственных объектов в соответствии с требованиями отсутствия или минимизации угроз природных чрезвычайных ситуаций: землетрясений, катастрофических паводков и пр.);
- выбором площадки и ее физзащитой, защитой от «эффекта домино»;
- избеганием внутренних угроз, например, использованием технологий и систем с внутренне присущей безопасностью; зонированием производственных помещений; защитой от «дурака» (нет человека — нет проблем);
- глубокоэшелонированной защитой от воздействия источников опасности, использованием барьеров безопасности;
- анализом риска, мероприятиями по предотвращению аварии и повышением готовности к реагированию на аварию.

На предприятиях ядерного топливного цикла основной способ обеспечения ядерной безопасности — контроль количества ядерных материалов и соответствующих параметров оборудования.

На АЭС и исследовательских ядерных установках (исследовательских реакторных установках, критических и подкритических стендах)

безопасность обеспечивается специальными системами управления, защитами и блокировками.

При обращении со свежими и облученными ТВС ядерная безопасность обеспечивается строго регламентированными условиями их транспортировки, хранения и переработки, в том числе нормированием их загрузки в транспортные контейнеры и бассейны хранилищ, технологическими расчетами с лимитирующим ограничением мощностей перерабатывающих предприятий, контролем наличия ядерных материалов в различных технологических цепочках и т. д.

Ядерная и радиационная безопасность таких сложных объектов, как, например, АЭС, основана на принципе глубокоэшелонированной защиты. Он предполагает создание последовательных уровней защиты от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала, включая:

- установление последовательных защитных барьеров на пути возможного распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду (топливная матрица, оболочка тепловыделяющего элемента, корпус и первый контур реактора, защитная оболочка или система прочноплотных помещений);
- обязательность технических и административных мероприятий по сохранению целостности и эффективности этих барьеров (к основным функциям обеспечения безопасности относятся контроль и управление реактивностью, обеспечение охлаждения активной зоны, локализация и надежное удержание радиоактивных продуктов);
- отбор, обучение, переподготовка и аттестация персонала на знание технологических процессов и требований обеспечения безопасности;
- наличие заранее подготовленных планов мероприятий по защите персонала, населения и окружающей среды в случае разрушения барьеров и подготовка персонала для их оперативной реализации.

2.4.4. Глубокоэшелонированная защита

В настоящее время во всем мире используется стратегия обеспечения ядерной и радиационной безопасности техногенного источника, основанная на применении системы нескольких неодинаковых

видов защитных барьеров и процедур, препятствующих распространению ионизирующего излучения и радиоактивных веществ за пределы техногенного источника в окружающую среду и (или) несанкционированному перемещению и накоплению ядерных материалов в количествах, создающих условия для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления, а также на применении технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, мер по защите персонала, населения и окружающей среды.

Этот принцип защиты в глубину (глубокоэшелонированной защиты) занимает особое место среди основных принципов безопасности АС и предполагает создание ряда последовательных уровней защиты от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала, включая последовательные физические барьеры на пути распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду; технические и административные мероприятия по сохранению целостности и эффективности этих барьеров; мероприятия по защите населения и окружающей среды в случае разрушения барьеров.

Принцип глубокоэшелонированной защиты обеспечивает ограничение в рамках каждого уровня (эшелона) последствий вероятных отказов технических средств и ошибок персонала и гарантирует, что единственный отказ технических средств или ошибка персонала не приведут к опасным последствиям. В случае множественных ошибок персонала и/или отказа технических средств применение этого принципа снижает вероятность отрицательного воздействия радиации на персонал, население и окружающую среду.

В основе данного принципа лежит установление ряда последовательных физических барьеров, обеспечивающих надежное удержание радиоактивных веществ в заданных объемах или границах сооружений АС. Система барьеров включает в себя (см. рис. 2.22):

- топливную матрицу;
- оболочки тепловыделяющих элементов;
- границы контура теплоносителя;
- герметичное ограждение локализирующих систем безопасности (например, защитная оболочка).

Каждый барьер проектируется и изготавливается с учетом специальных норм и правил для обеспечения его повышенной надежности.

Количество барьеров между радиоактивными продуктами и окружающей средой, а также их характеристики определяются в проектах АС.

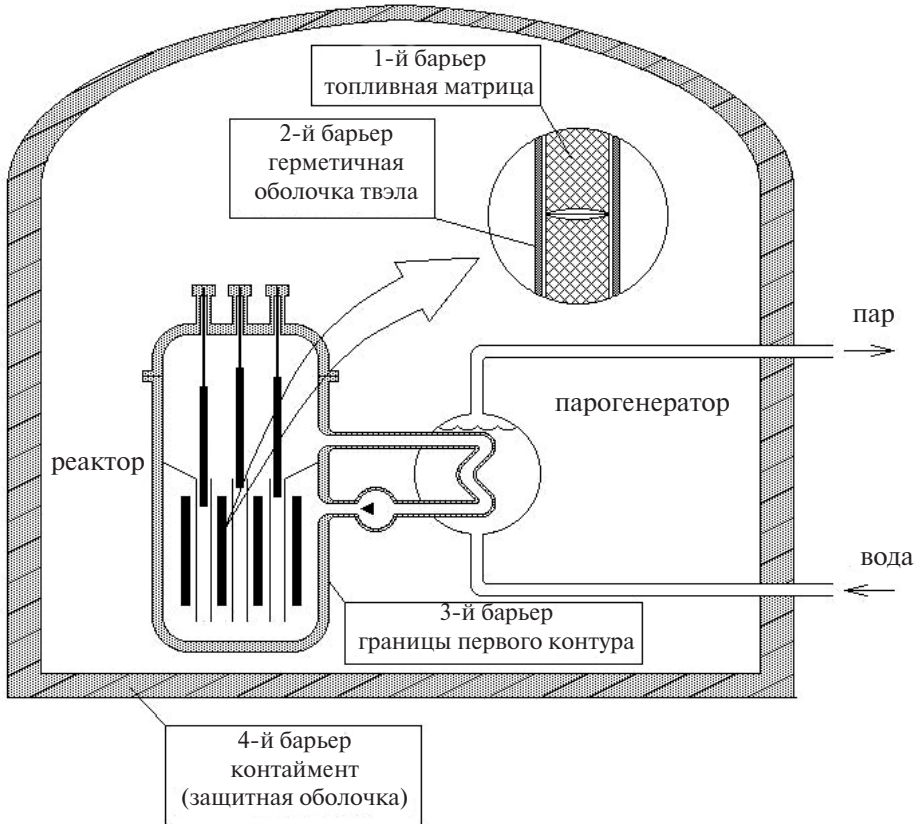


Рис. 2.22. Физические барьеры безопасности

Целями глубокоэшелонированной защиты являются:

- компенсация потенциальных ошибок человека и отказов элементов;
- поддержание эффективности барьеров путем предотвращения повреждений установки и собственно барьеров;
- защита работников, лиц из населения и окружающей среды от ущерба в аварийных условиях, когда эти барьеры не являются полностью эффективными.

Глубокоэшелонированная защита одновременно препятствует реализации потенциальной опасности, присущей источнику опасности, пу-

тем предохранения (защиты) его от внешних воздействий, включая «эффект домино», которые могут спровоцировать реализацию опасности. При разработке современных проектов АС учитываются такие внешние воздействия, как землетрясения, ветровые нагрузки (в том числе от ураганов и смерчей), наводнения, падения самолетов, взрывы промышленных объектов, расположенных вблизи площадок АС (рис. 2.23).

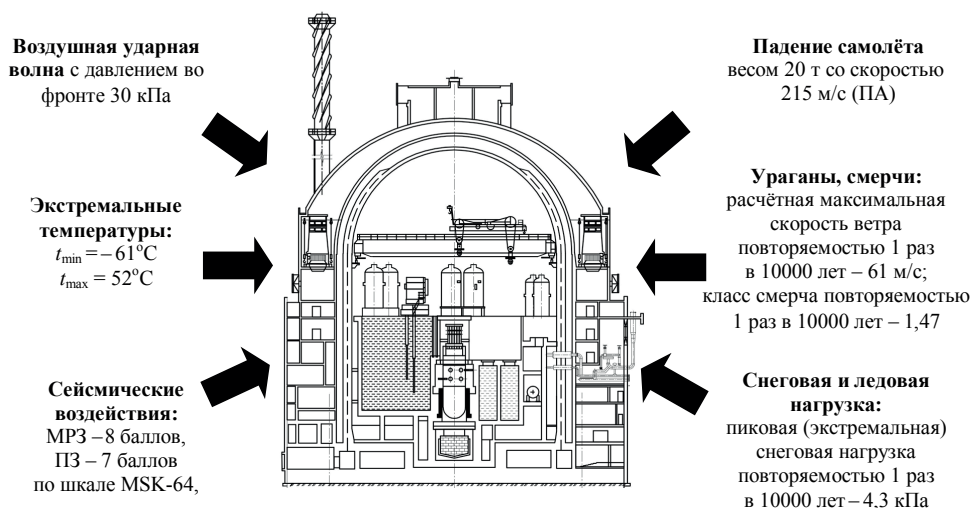


Рис. 2.23. Устойчивость защитной оболочки реакторного отделения проекта АЭС-2006 (поколение 3+) к внешним воздействиям

В настоящее время в России ведется строительство новых энергоблоков на строительных площадках Нововоронежской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2 на основе проекта «АЭС-2006» на базе реакторов типа ВВЭР мощностью 1200 МВт. Основными свойствами проекта АЭС-2006, обеспечивающими высокий уровень безопасности, являются:

- широкое применение пассивных технологий, действие которых происходит за счет естественных процессов, что в значительной степени снижает влияние человеческого фактора на безопасность;
- применение модернизированных активных технологий, выполняющих наряду с пассивными основные функции безопасности на основе реализации принципа совмещения функций безопасности и функций нормальной эксплуатации;
- исключение немедленных действий персонала при возникновении чрезвычайных ситуаций за счет присущей технологии ВВЭР

инерционности переходных процессов в сочетании с беспрецедентно высоким уровнем диагностики и автоматизации процессов управления;

- применение усовершенствованной локализирующей системы безопасности, которая включает в себя в числе прочих элементов двойную защитную оболочку с вентилируемым зазором, пассивной и активной системами фильтрации этого зазора, а также устройство для удержания расплавленных материалов активной зоны, гарантирует исключение выхода радиоактивности в окружающую среду в случае возникновения чрезвычайных ситуаций;
- повышение надежности оборудования и долговечности АЭС в целом за счет конструктивных и металловедческих решений, обеспечения ремонтпригодности и заменяемости узлов и оборудования. Проект ориентирован на российское оборудование, при этом его технические решения позволяют, как правило, применять альтернативные поставки без существенного изменения объемно-планировочных и трассировочных решений.

Принцип глубокоэшелонированной защиты распространяется не только на элементы, оборудование и инженерно-технические системы, влияющие на безопасность АС, но также на деятельность человека (организацию эксплуатации, административный контроль, подготовку и аттестацию персонала), и включает в себя следующие уровни:

1. Качественно выполненный проект АС, в котором все проектные решения обоснованы и обладают определенной степенью консерватизма с точки зрения безопасности, и качество подготовки и квалификации эксплуатационного персонала. При ведении технологического процесса первый уровень защиты физических барьеров обеспечивается за счет поддержания рабочих параметров АС в заданных проектных пределах, при которых барьеры не подвергаются угрозе повреждения. На эффективность первого уровня защиты существенное влияние оказывает развитость свойств внутренней самозащищенности реакторной установки, то есть свойств, определяющих устойчивость к опасным отклонениям параметров технологического процесса и способность к восстановлению параметров в пределах допустимых значений.

2. Обеспечение готовности оборудования и систем, важных для безопасности станции, путем выявления и устранения отказов. Важное значение на данном уровне защиты имеет правильное управление АС при возникновении отклонений от режимов нормальной эксплуатации

и принятие персоналом своевременных мер по их устранению. Технически второй уровень обеспечивается надежным резервированием оборудования и систем и наличием в проекте диагностических систем для контроля состояния элементов и оборудования.

3. Инженерные системы безопасности, предусматриваемые в проекте станции. Данный уровень защиты направлен на предотвращение перерастания отклонений от режимов нормальной эксплуатации в проектные аварии, а проектных аварий — в тяжелые запроектные аварии. Основными задачами на этом уровне защиты являются: аварийный останов реактора, обеспечение отвода тепла от активной зоны реактора с помощью специальных систем, а также локализация радиоактивных веществ в заданных проектом границах помещений или сооружений АС.

4. Управление аварией. Этот уровень защиты станции обеспечивается заранее запланированными и отработанными мероприятиями по управлению ходом развития запроектных аварий. Эти мероприятия включают в себя поддержание работоспособного состояния систем локализации радиоактивных веществ (в частности, защитной оболочки). В процессе управления запроектной аварией эксплуатационный персонал использует любые имеющиеся в исправном состоянии системы и технические средства, включая проектные системы безопасности и дополнительные технические средства и системы, специально предназначенные для целей управления тяжелыми авариями.

5. Противоаварийные меры вне площадок АС. Основная задача этого уровня состоит в ослаблении последствий аварии с точки зрения уменьшения радиологического воздействия на население и окружающую среду. Этот уровень защиты обеспечивается за счет противоаварийных действий на площадке АС и реализацией планов противоаварийных мероприятий на местности вокруг АС.

2.4.5. Принцип единичного отказа

Среди основных принципов безопасности важнейшим является **принцип единичного отказа**. Согласно ОПБ-88/97 это принцип, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом требующем ее работы исходном событии¹ и при незави-

¹ Исходное событие — единичный отказ в системах (элементах) АС, внешнее событие или ошибка персонала, которые приводят к нарушению нормальной эксплуатации и могут привести к нарушению пределов и/или условий безопасной эксплуатации. Исходное событие включает все зависимые отказы, являющиеся его следствием (ОПБ-88/97).

симом от исходного события отказе одного любого из активных элементов, или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части.

Активным считается элемент, для работы которого требуется выполнить некоторые активные действия, например, включить электродвигатель, подать сжатый воздух или другие действия. В электрических системах все элементы считаются активными.

Пассивная система (элемент) — это система (элемент), функционирование которой связано только с вызвавшим ее работу событием и не зависит от работы другой активной системы (элемента), например, управляющей системы, энергоисточника и т. п. По конструктивным признакам пассивные системы (элементы) делятся на пассивные системы (элементы) с механическими движущимися частями (например, обратные клапаны) и пассивные системы (элементы) без механических движущихся частей (например, трубопроводы, сосуды).

В качестве примера можно привести систему пассивного отвода тепла энергоблока АЭС-2006, предназначенную для длительного отвода остаточных тепловыделений реактора в условиях отсутствия всех источников электроснабжения, включая аварийные, как при плотном первом контуре, так и при течах (см. рис. 2.24).

Система состоит из четырех независимых контуров естественной циркуляции теплоносителя второго контура — по одному на каждую циркуляционную петлю реакторной установки.

Каждый контур включает в себя теплообменные модули, трубопроводы пароконденсатного тракта, воздухопроводы, подводящие воздух окружающей среды и отводящие нагретый воздух, пассивные устройства прямого действия, регулирующие расход воздуха.

Практическое применение принципа единичного отказа обеспечивает:

- работу систем безопасности и систем, важных для безопасности, в случае возникновения единичного отказа оборудования или ошибки персонала;
- уменьшение риска отказа оборудования по общей причине.

На практике принцип единичного отказа реализуется путем резервирования. Для уменьшения вероятности отказов резервированных систем или их каналов по общей причине дополнительно применяются физическое разделение и разнотипность применяемых систем и оборудования.

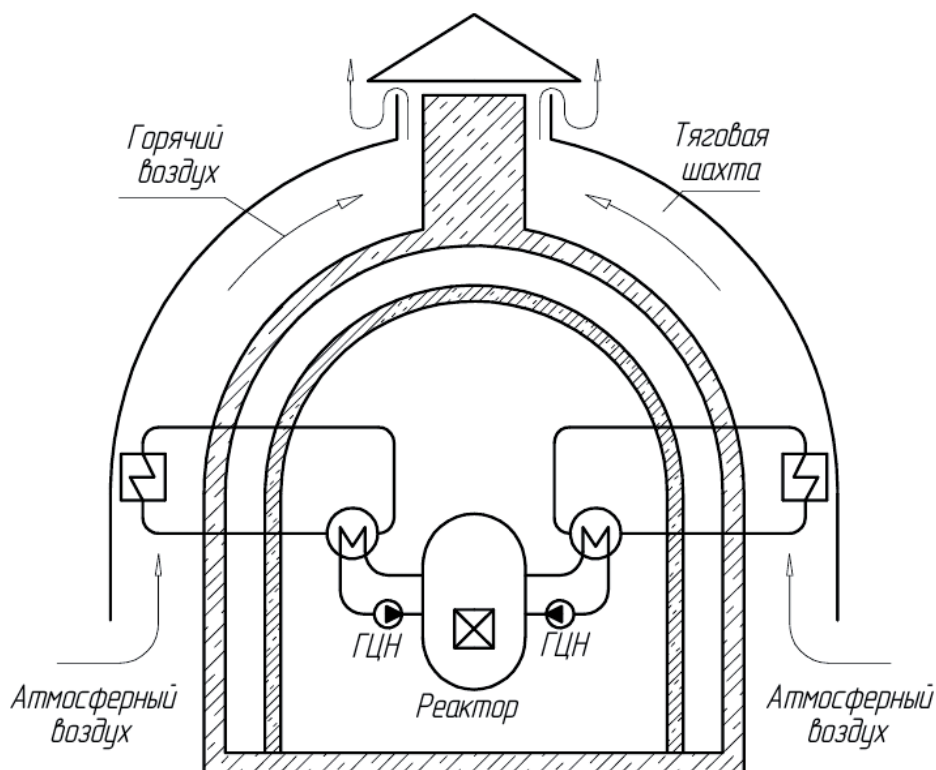


Рис. 2.24. Система пассивного отвода тепла

Резервирование предполагает применение двух или более аналогичных систем или независимых каналов одной системы, идентичных по своей структуре. При полной независимости этих систем или каналов их общая надежность пропорциональна их количеству.

Физическое разделение обеспечивает устойчивость резервированных систем или их каналов к одновременному отказу по общей причине. Создание между системами или каналами физических барьеров (путем предусмотрения огнеупорных перегородок, отдельных кабельных проводок, размещения оборудования в разных помещениях или простого удаления друг от друга) обеспечивает сохранение работоспособности остальных систем или каналов при повреждении одного из них при пожаре, внутреннем или внешнем затоплении или по другим причинам общего характера.

Разнотипность оборудования подразумевает применение разных по принципу действия систем, выполняющих одни и те же функции.

Например, насос питательной воды парогенератора может иметь электро- и турбопривод. Арматура, выполняющая одну и ту же функцию, может иметь ручной, электрический и пневматический привод. Таким образом, в случае возникновения, например, события с полным обесточиванием энергоблока имеется возможность использовать оборудование, для работы которого не требуется наличия электропитания. В случае возникновения отказов в работе механической системы аварийной защиты реактора на реакторах ВВЭР ее функции могут быть выполнены увеличением концентрации борной кислоты в первом контуре до требуемого значения, используя штатную систему ввода бора.

Однотипные компоненты оборудования разделены физической перегородкой или просто удалены на определенное расстояние.

2.4.6. Понятие о дозе облучения и единицах ее измерения

Радиоактивность — это способность некоторых природных элементов (урана, тория, радия и др.), а также искусственных радиоактивных изотопов самопроизвольно распадаться, испуская при этом невидимые и неощутимые для человека излучения, в результате чего происходит изменение их атомного номера или массового числа. При каждом акте распада высвобождается энергия, которая передается дальше в виде излучения.

Процесс самопроизвольного распада нестабильного нуклида называется радиоактивным распадом, а сам такой нуклид — радионуклидом. Хотя все радионуклиды нестабильны, одни из них распадаются быстро, другие медленно. Для характеристики скорости радиоактивного распада пользуются понятием периода полураспада, представляющего собой время, в течение которого распадается половина ядер радионуклида (см. рис. 1.3). Радиоактивный распад не может быть остановлен или ускорен каким-либо способом, т. е. период полураспада — величина строго постоянная для каждого радионуклида. Численные значения периода полураспада для различных радионуклидов могут иметь значения от долей секунды до многих миллиардов лет, причем из одного и того же элемента могут быть радиоизотопы с различными периодами полураспада.

Различные радиоактивные изотопы при одной и той же массе обладают различной радиоактивностью, т. е. распад их происходит с различной скоростью, поэтому радиоактивное вещество принято оценивать его активностью, под которой понимают число распадов в единицу

времени в радиоактивном образце. За единицу активности в системе СИ, которая называется *беккерель* (Бк)¹, принимается один распад в секунду. Внесистемной единицей активности является *кюри* (Ки)². Кюри — это активность радионуклида, при которой в 1 с происходит $3,7 \times 10^{10}$ актов распада. Такое число распадов в 1 с дает 1 г ^{226}Ra . $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

Активность может быть удельной, объемной, поверхностной. Отношение активности радионуклида в источнике к массе и объему источника называется *удельной* и *объемной* активностью радионуклида соответственно. Единицами измерения удельной и объемной активности в системе СИ являются соответственно беккерель на килограмм (Бк/кг) и беккерель на метр в кубе (Бк/м³), а внесистемными единицами, часто встречающимися на практике, — кюри на килограмм (Ки/кг) и кюри на литр (Ки/л).

Отношение активности радионуклида, распределенной по поверхности источника, к площади этой поверхности называется *поверхностной активностью* источника. Единицей поверхностной активности в системе СИ является беккерель на метр в квадрате (Бк/м²). Внесистемная единица — кюри на метр в квадрате (Ки/м²).

Ионизирующим излучением называют такое излучение, взаимодействие которого с веществом приводит к образованию в этом веществе ионов разных знаков. При этом различают корпускулярное и фотонное ионизирующие излучения.

Корпускулярное ионизирующее излучение представляет собой поток элементарных частиц с массой покоя, отличной от нуля, которые образуются при радиоактивном распаде, ядерных превращениях либо генерируются на ускорителе³. К корпускулярному излучению относятся α - и β -частицы, нейтроны, электроны, позитроны, мезоны и т. д. Нейтроны непосредственно не производят ионизации, но в процес-

¹ **Антуан Анри Беккерель** (1852–1908) — французский физик, лауреат Нобелевской премии, открыл радиоактивность солей урана, один из основоположников учения о радиоактивности.

² Названа в честь французских ученых, лауреатов Нобелевской премии супругов **Пьера Кюри** (1859–1906) и **Марии Склодовской-Кюри** (1867–1934), открывших новые радиоактивные элементы — полоний и радий, основоположников учения о радиоактивности.

³ **Ускоритель заряженных частиц** — установка для получения направленных пучков электронов, протонов, альфа-частиц или ионов с энергией от сотен килоэлектронвольт до сотен гигаэлектронвольт.

се взаимодействия со средой они высвобождают заряженные частицы (электроны, протоны и т. д.), способные ионизировать атомы и молекулы среды, через которую они проходят. Корпускулярное излучение, состоящее из потока незаряженных частиц, называют косвенно ионизирующим излучением.

К фотонному излучению относятся γ -излучение и рентгеновское излучение. Гамма-излучение было открыто в 1900 г. П. Вийяром после того, как появились активные препараты радия, а впоследствии было обнаружено, что его также испускают уран, торий и большинство радиоактивных элементов, открытых позднее. Гамма-излучение имело большую проникающую способность и не отклонялось под действием магнитного поля.

Гамма-излучение возникает в процессе радиоактивного распада или ядерных реакций, т. е. при изменении энергетического состояния атомных ядер. Фотонное излучение, образующееся при аннигиляции¹ частиц, также называется γ -излучением.

Таким образом, γ -излучение имеет внутриядерное происхождение и представляет собой довольно жесткое электромагнитное излучение, распространяющееся со скоростью света. В отличие от него рентгеновское излучение имеет атомное происхождение, т. е. образуется в возбужденных атомах при переходе электронов с удаленных орбит на более близкую к ядру орбиту (характеристическое излучение) или возникает при торможении заряженных частиц в электрическом поле ядер тяжелых атомов (тормозное излучение).

Тормозное излучение было открыто в 1895 г. К. Рентгеном при изучении свойств быстролетящих электронов. Это излучение он назвал X-лучами. Позднее эти лучи по имени первооткрывателя были названы рентгеновскими.

Фотонное излучение представляет собой одну из форм существования материи. Фотонное излучение имеет двойственную природу, т. е. его можно характеризовать определенной длиной волны или рассматривать как поток незаряженных частиц-фотонов, которые обладают определенной массой и энергией.

Альфа-излучение — это поток α -частиц, которые представляют собой ядра атомов гелия, обладающих кинетической энергией поряд-

¹ **Аннигиляция** — термин, принятый в физике для наименования процесса превращения частицы и отвечающей ей античастицы в другие частицы, происходящего при их столкновении. Например, при аннигиляции электрона и позитрона образуется γ -излучение.

ка нескольких мегаэлектронвольт. Альфа-частица испускается при α -распаде радиоактивного ядра. При этом масса ядра уменьшается на четыре единицы, а заряд — на две единицы. Такой процесс распада характерен для ядер элементов, расположенных в конце периодической таблицы Менделеева. Энергия α -частицы зависит от того, каким радионуклидом она испускается.

Бета-излучение — это поток β -частиц с энергией от нескольких килоэлектронвольт до нескольких мегаэлектронвольт, в зависимости от радионуклида. Бета-частицы испускаются при β -распаде ядер и представляют собой либо электроны (e^-), либо позитроны (e^+). В зависимости от этого распад называется электронным или позитронным. Позитрон в отличие от электрона имеет положительный заряд, но равную с ним массу. В результате электронного распада массовое число ядра остается без изменения, а заряд увеличивается на единицу. При этом ядро исходного элемента превращается в ядро с порядковым номером на единицу больше. В результате позитронного распада массовое число ядра также остается без изменения, а заряд уменьшается на единицу. Кроме β -частиц ядро испускает нейтрино.

Нейтронное излучение представляет собой поток нейтронов и возникает при делении тяжелых ядер или при некоторых типах взаимодействия различных видов излучения с веществом.

Основным источником нейтронного излучения является ядерный реактор, в котором плотность потока нейтронов достигает $10^{10} - 10^{14}$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$). Кроме того, для градуировки контрольно-измерительной аппаратуры могут использоваться изотопные источники, содержащие естественные или искусственные радионуклиды, смешанные с веществом, испускающим нейтроны под влиянием бомбардировки его α -частицами или γ -квантами.

Как уже говорилось, воздействие ионизирующего излучения на организм будет зависеть от энергии, переданной излучением организму. Количество переданной организму энергии называется **дозой**. Дозу облучения организм может получить от любого источника ионизирующего излучения (естественные и искусственные радионуклиды, космическое излучение и т. д.). Энергия излучения, поглощенная веществом, затрачивается на его ионизацию. Следовательно, доза облучения характеризует степень ионизации вещества: чем больше доза, тем выше степень ионизации. Именно доза облучения является мерой поражающего действия радиоактивных излучений на живой ор-

ганизм. Одна и та же доза может накапливаться за разное время, причем биологический эффект облучения зависит не только от величины дозы, но и от времени ее накопления. Чем быстрее получена данная доза, тем больше ее поражающее действие.

Различают следующие виды доз: поглощенная, экспозиционная, эквивалентная, эффективная.

Поглощенная доза — это количество энергии различных видов ионизирующих излучений, поглощенной единицей массы облучаемого тела (тканями организма). За единицу поглощенной дозы в Международной системе единиц (СИ) принимают грей (Гр)¹:

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг.}$$

Для оценки поглощенной дозы также часто используется внесистемная единица — рад:

$$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Дж/кг;}$$

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад.}$$

Рад является крупной единицей измерения, и поэтому дозы облучения обычно выражаются в долях рад — сотых (сантирад), тысячных (миллирад) и миллионных (микрорад).

Экспозиционная доза фотонного излучения не рекомендована к применению, однако она до сих пор используется для оценки радиационной обстановки на местности, в рабочем или жилом помещении, обусловленной воздействием рентгеновского и γ -излучения. Она характеризует источник и радиационное поле, которое он создает. Эта потенциальная опасность облучения, так как человек может войти в это поле и облучиться, но может и не войти и, следовательно, не подвергнуться облучению, но поле с определенной дозой излучения останется. Внесистемная единица — рентген (Р).

Поглощенной дозе 1 рад соответствует экспозиционная доза, примерно равная 1 Р:

$$1 \text{ рад} \approx 1 \text{ Р.}$$

Эквивалентная доза. Поглощенная доза не учитывает того, что при облучении разными видами излучения биологические эффекты могут

¹ Луис Гарольд Грей (1905—1965) сделал фундаментальное открытие в области радиационной дозиметрии, известное в настоящее время как принцип Брэгга—Грея.

быть различны, так, например, α -излучение гораздо опаснее β - или γ -излучения при одинаковой поглощенной дозе. Биологические эффекты, вызываемые различными видами ионизирующего излучения, принято сравнивать с эффектами от рентгеновского и γ -излучения, т. е. вводится взвешивающий коэффициент излучения W , на который нужно умножить величину поглощенной дозы от определенного вида излучения (табл. 2.4).

Таблица 2.4

Взвешивающие коэффициенты некоторых видов ионизирующих излучений [20]

Вид излучения	W
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны энергией	
• меньше 10 кэВ	5
• от 10 кэВ до 100 кэВ	10
• от 100 кэВ до 2 МэВ	20
• от 2 МэВ до 20 МэВ	10
• более 20 МэВ	5
Протоны, кроме протонов отдачи, энергией более 2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Например, α -излучение считается в 20 раз опаснее, чем γ -излучение. Пересчитанную таким образом дозу называют эквивалентной дозой. В СИ единица эквивалентной дозы — **зиверт** (Зв)¹. Внесистемной единицей эквивалентной дозы является бэр (биологический эквивалент рентгена):

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}.$$

Эффективная доза — величина, используемая как мера риска возникновения отдельных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органе на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного органа или ткани (см. табл. 2.5).

¹ Рольф Зиверт — шведский ученый, известный исследованиями естественного γ -излучения, один из основателей МКРЗ.

Таблица 2.5

Взвешивающие коэффициенты некоторых органов [20]

Орган или ткань	W_T
Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстый кишечник (прямая, сигмовидная, нисходящая часть ободочной кишки)	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05

Единица измерения эффективной дозы — зиверт (Зв).

Мощность дозы. При прочих равных условиях доза облучения тем больше, чем больше время облучения, т. е. доза накапливается со временем. Доза, создаваемая за единицу времени и характеризующая скорость накопления, называется мощностью дозы (уровнем радиации). В СИ единицами измерения мощности поглощенной дозы является грей в секунду (Гр/с); мощности эквивалентной дозы — зиверт в секунду (Зв/с); внесистемная единица — бэр в секунду (бэр/с).

2.4.7. Радиационная защита на АЭС

По потенциальной опасности АС относятся к первой категории радиационных объектов, т. е. объектов, при аварии которых возможно радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите. Радиационная безопасность атомных станций считается достаточной, если техническими средствами и организационными мерами обеспечивается неперевышение установленных *Нормами радиационной безопасности (НРБ-99/2009) основных пределов доз облучения персонала, населения и соблюдение требований Санитарных правил проектирования и эксплуатации атомных станций (СПАС-03)* [21]. Обеспечение радиационной безопасности АС должно осуществляться проведением комплекса специальных мероприятий:

- установлением и выполнением требований радиационной безопасности на промышленной площадке АС и прилегающей к ней территории;
- контролем за состоянием физических барьеров АС на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ;
- локализацией источников радиационного воздействия и защитой персонала и населения при нормальной эксплуатации и в случае аварии на АС.

Вокруг АС устанавливается санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения. Расчет и обоснование размеров и условия эксплуатации зон должны выполняться в соответствии с гигиеническими требованиями и нормативами, изложенными в *Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)* [22]. В СЗЗ АС запрещается постоянное или временное проживание, размещение детских учреждений, больниц, санаториев и других оздоровительных учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не предназначенных для строительства и эксплуатации АС.

При выборе промышленной площадки АС должны быть учтены местные природные и техногенные факторы, которые могли бы отрицательно воздействовать на обеспечение радиационной безопасности АС.

В основу проектирования и эксплуатации производственных помещений, зданий и сооружений АС должен быть положен гигиенический принцип деления их на зоны в зависимости от характера технологических процессов, размещенного оборудования, характера и возможной степени загрязнения радиоактивными веществами.

Основным организационно-техническим принципом обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации АЭС является строгое соблюдение персоналом режима зон, устанавливаемых в соответствии с СП АС-03, а также строгий контроль за пересечением установленных зон людьми и радиоактивными материалами. Здания и сооружения АС должны быть разделены на две зоны:

- **зону контролируемого доступа (ЗКД)** — производственные помещения, где осуществляется обращение с источниками излучения и возможно воздействие радиационных факторов на персонал группы А. Доступ в помещения ЗКД должен осуществляться через санпропускник;
- **зону свободного доступа (ЗСД)** — вспомогательные и административные помещения, где при нормальной эксплуатации АС не осуществляется обращение с источниками излучения и, как

правило, практически исключается воздействие на персонал радиационных факторов.

В зависимости от степени возможного радиационного воздействия на персонал все помещения ЗКД должны разделяться на три категории:

- I категория — *необслуживаемые помещения*, где размещается технологическое оборудование и коммуникации, условия эксплуатации которых и радиационная обстановка при работе АС на мощности не допускают пребывания в них персонала;
- II категория — *периодически обслуживаемые помещения*, в которых условия эксплуатации и радиационная обстановка при работе АС на мощности допускают ограниченное во времени пребывание в них персонала (помещения, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и выгрузки радиоактивных материалов, радиоактивных отходов);
- III категория — *помещения постоянного пребывания персонала*, где радиационная обстановка допускает возможность постоянного пребывания персонала в течение всего рабочего дня (операторские, пульты управления и др.).

Все работы с использованием открытых источников излучения разделяются на три класса. Классом работ определяются требования к размещению и оборудованию помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками излучения. Работы *I класса* должны проводиться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санпропускник. Все помещения зоны контролируемого доступа на АС относятся к *I классу* работ с открытыми источниками излучения.

Для исключения распространения радиоактивного загрязнения между зонами оборудуются саншлюзы. При работах *I класса* в зависимости от назначения радиационного объекта и эффективности применяемых барьеров допускается двухзональная планировка рабочих помещений. Требования радиационной безопасности для этих условий регламентируются специальными правилами.

Полы и стены помещений для работ *II класса* и 3-й зоны *I класса*, а также потолки в 1-й и 2-й зонах *I класса* должны быть покрыты слабосорбирующими материалами, стойкими к моющим средствам. Помещения, относящиеся к разным зонам и классам, следует окрашивать в разные цвета.

Края покрытий полов должны быть подняты и заделаны заподлицо со стенами. При наличии трапов полы должны иметь уклоны. Полотна дверей и переплеты окон — простейшего профиля. Оборудование и рабочая мебель должны иметь гладкую поверхность, простую конструкцию и слабосорбирующие покрытия, облегчающие удаление радиоактивных загрязнений.

Оборудование, инструменты и мебель должны быть закреплены за помещениями каждого класса (зоны) и соответственно маркированы. Передача их из помещений одного класса (зоны) в другие запрещается; в исключительных случаях она может быть разрешена только после производственного радиационного контроля с обязательной заменой маркировки.

Целью радиационной защиты на АЭС является снижение суммарной дозы от всех источников внешнего и внутреннего облучения до уровня, не превышающего установленные дозовые пределы для персонала. Радиационная защита обеспечивается целым комплексом технических и организационных мероприятий.

Методы обеспечения радиационной защиты зависят от вида излучения. Например, для защиты от внешнего α -излучения достаточно использовать хирургические перчатки, спецодежду, стекло, картон (см. рис. 2.25). Для защиты от β -излучения применяют экраны из легких материалов (алюминий, оргстекло и т. д.). Поскольку серьезную опасность представляет внутреннее облучение α - и β -частицами, то основной задачей является исключение попадания радионуклидов, испускающих α - и β -частицы, внутрь организма.

Для защиты от нейтронного излучения используется сочетание материалов, хорошо замедляющих и поглощающих нейтроны (например, железобетонная защита). Для защиты от фотонного излучения используют материалы с большей плотностью (свинец, сталь, бетон и т. д.).

Поскольку доза облучения прямо пропорциональна времени облучения и обратно пропорциональна квадрату расстояния от источника излучения до человека, для ее снижения ограничивают время работы в зоне действия ионизирующего излучения, а также увеличивают расстояние от работающего до источника (например, при использовании дистанционных приспособлений). Таким образом, для организации радиационной защиты на АЭС применяют три принципа:

- использование защитного материала,
- уменьшение времени пребывания в зоне ионизирующего излучения;
- увеличение расстояния от человека до источника излучения.

2.4.8. Методы и средства индивидуальной защиты

Все работающие с источниками излучения или посещающие участки, где производятся такие работы, должны обеспечиваться средствами индивидуальной защиты в соответствии с видом и классом работ. Правильное применение средств индивидуальной защиты (СИЗ), которые предохраняют работающих от попадания радиоактивных веществ внутрь организма через органы дыхания и пищеварения, а также через кожу, имеет большое значение в обеспечении радиационной безопасности и осуществлении всего комплекса защитных и профилактических мероприятий. В связи с этим перед допуском к работам в зоне строгого режима проводится обязательное обучение всех работающих приемам пользования СИЗ с обязательным проведением тренировок. При этом необходимо обращать особое внимание на обучение персонала правилам пользования СИЗ органов дыхания и изолирующими костюмами.

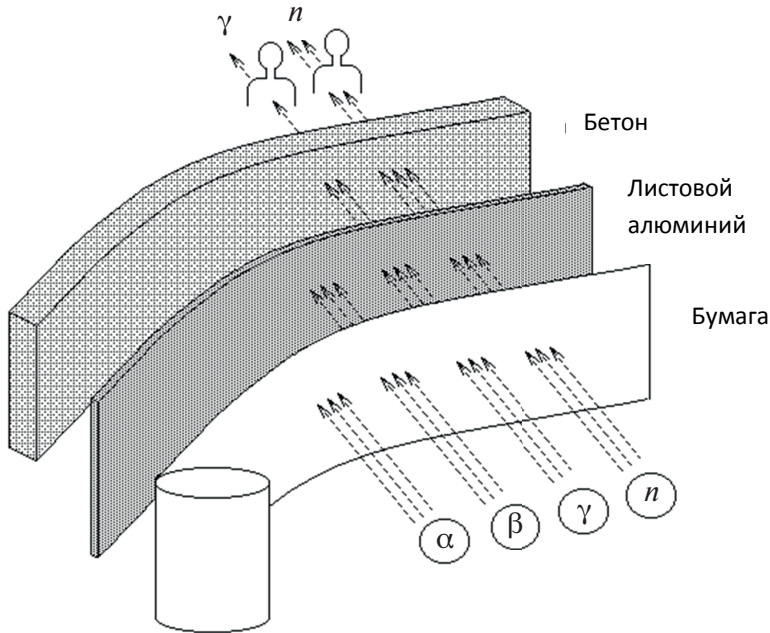


Рис. 2.25. Эффективность защиты из различных материалов

При работах с радиоактивными веществами в открытом виде *I* класса и при отдельных работах *II* класса персонал должен иметь комплект основных средств индивидуальной защиты, а также дополнительные средства защиты в зависимости от уровня и характера возможного радиоактивного загрязнения.

Основной комплект средств индивидуальной защиты включает: спецбелье, носки, комбинезон или костюм (куртка, брюки), спецобувь, шапочку или шлем, перчатки, полотенца и носовые платки одноразовые, средства защиты органов дыхания (в зависимости от загрязнения воздуха). Наиболее широкое распространение для работ, проводимых в условиях радиоактивного загрязнения, получила хлопчатобумажная спецодежда и спецодежда из хлопкалавсановых тканей, которые по своим свойствам удовлетворяют основным гигиеническим требованиям (см. рис. 2.26). Для спецодежды повседневного применения на АС в основном используются отбеленные ткани, так как окрашенные ткани труднее отмываются от радиоактивных веществ. К конструкционным особенностям спецодежды относятся минимальное количество швов, клапанов, застежек, карманов, в которых могут накапливаться радиоактивные вещества, что затрудняет дезактивацию всего изделия.

Кроме повседневной спецодежды в зависимости от радиационной обстановки и вида работ используется дополнительная пленочная спецодежда, которая надевается поверх повседневной спецодежды (фартуки, полукомбинезоны, полухалаты, нарукавники, бахилы, чулки и следы), а также резиновые перчатки. Пленочная спецодежда изготовлена из поливинилхлоридного пластиката, обладающего химической стойкостью к кислотам и щелочам, морозоустойчивостью, хорошей дезактивируемостью¹. Дополнительно к указанной основной и дополнительной спецодежде при необходимости используются средства индивидуальной защиты (СИЗ) глаз, органов дыхания и комбинированные. Для защиты глаз используют очки и щитки-экраны из оргстекла (см. рис. 2.27). Для защиты органов дыхания используют фильтрующие СИЗ (респиратор, противогаз), в которых вдыхаемый внешний воздух очищается на специальных фильтрах, и изолирующие СИЗ, которые обеспечивают подачу чистого воздуха в зону дыхания по шлангам (шланговые СИЗ) или от автономных кислородных приборов (автономные СИЗ).

Средства индивидуальной защиты для работ с радиоактивными веществами должны изготавливаться из хорошо дезактивируемых материалов либо быть одноразовыми.

Работающие с радиоактивными растворами и порошками, а также персонал, проводящий уборку помещений, в которых ведутся работы

¹ **Дезактивация** — удаление радиоактивных веществ с какой-либо поверхности или из какой-либо среды, включая организм человека

с радиоактивными веществами, кроме комплекта основных средств индивидуальной защиты должны иметь дополнительно спецодежду из пленочных материалов или материалов с полимерным покрытием: фартуки, нарукавники, полухалаты, резиновую и пластиковую спецобувь.

Персонал, выполняющий работы по сварке или резке металла, загрязненного радионуклидами, должен быть снабжен специальными средствами индивидуальной защиты из искростойких хорошо дезактивируемых материалов.

Средства защиты органов дыхания (фильтрующие или изолирующие) необходимо применять при работах в условиях возможного аэрозольного загрязнения воздуха помещений радиоактивными веществами. При работах, когда возможно загрязнение воздуха помещения радиоактивными газами или парами (ликвидация аварий, ремонтные работы и т. п.) или когда применение фильтрующих средств не обеспечивает радиационную безопасность, следует применять изолирующие защитные средства — пневмокостюмы (рис. 2.26), пневмошлемы, а в отдельных случаях — автономные изолирующие аппараты.

Одним из основных требований к фильтрующим СИЗ органов дыхания является величина суммарного проскока, которая не должна превышать 0,1 %, что обеспечивает 1000-кратную защиту. Изолирующие СИЗ органов дыхания обеспечивают 10 000-кратную защиту.



Рис. 2.26. Комплект повседневной спецодежды. Пневмокостюм



Рис. 2.27. СИЗ органов дыхания и глаз

В помещениях для работ *I* класса и отдельных работ *II* класса при зональном размещении оборудования необходимо предусматривать подачу воздуха к шланговым изолирующим индивидуальным средствам защиты персонала (пневмокостюмам, пневмошлемам, шланговым противогазам), а также возможность подключения передвижных вытяжных установок к системам вытяжной вентиляции. Для подачи воздуха к шланговым средствам защиты следует устанавливать отдельную пневмолинию или отдельные вентиляторы, обеспечивающие необходимое давление и расход воздуха. Места присоединения шлангов должны быть снабжены шаровыми или пружинными автоматическими клапанами. Пневмокостюмы и пневмомаски служат для полной изоляции органов дыхания от окружающей среды, загрязненной радиоактивными газами, парами, аэрозолями, предупреждения загрязнения спецодежды, кожных покровов. Пневмокостюмы могут быть использованы без ухудшения самочувствия работающего в течение 4...6 ч.

Для работы в пневмокостюмах назначают не менее двух человек, из которых один — для непрерывного наблюдения за работающим и контроля за бесперебойной подачей воздуха. При работе внутри судов должно быть двое наблюдающих, находящихся снаружи.

При переходах из помещений для работ более высокого класса в помещения для работ более низкого класса необходимо контролировать уровни радиоактивного загрязнения средств индивидуальной защи-

ты, а при переходе из 2-й в 3-ю зону необходимо снимать дополнительные средства индивидуальной защиты.

Загрязненные выше допустимых уровней спецодежда и белье должны направляться на дезактивацию в спецпрачечные. Смена основной спецодежды и белья должна осуществляться персоналом не реже 1 раза в 10 дней.

Дополнительные средства индивидуальной защиты (пленочные, резиновые, с полимерным покрытием) после каждого использования должны подвергаться предварительной дезактивации в санитарном шлюзе или в другом специально отведенном месте. Если после дезактивации их остаточное загрязнение превышает допустимый уровень, дополнительные средства индивидуальной защиты должны быть направлены на дезактивацию в спецпрачечную.

Следует исключить радиоактивное загрязнение личной одежды и обуви. В случае обнаружения такого загрязнения личная одежда и обувь подлежат дезактивации под контролем службы радиационной безопасности, а при невозможности ее очистки — захоронению.

В помещениях для работ с радиоактивными веществами в открытом виде **не допускается**:

- пребывание сотрудников без необходимых СИЗ;
- прием пищи, курение, пользование косметическими принадлежностями;
- хранение пищевых продуктов, табачных изделий, домашней одежды, косметических принадлежностей и других предметов, не имеющих отношения к работе.

При выходе из помещений, где проводятся работы с радиоактивными веществами, следует проверить чистоту спецодежды и других средств индивидуальной защиты, снять их и при выявлении радиоактивного загрязнения направить на дезактивацию, а самому работнику — вымыться под душем.

Для приема пищи должно быть предусмотрено специальное помещение, оборудованное умывальником для мытья рук с подводкой горячей воды, изолированное от помещений, где ведутся работы с применением радиоактивных веществ в открытом виде.

Работы в условиях радиационной опасности выполняются по дозиметрическим нарядам или распоряжениям с соблюдением ряда организационных мероприятий (оформление работы нарядом или распоряжением, подготовка рабочего места и допуск к работе, надзор во время

работы, организация перерывов в работе, оформление окончания работы). Допуск осуществляет сменный инженер отдела радиационной безопасности (ОРБ) при обязательном контроле облучения с помощью дозиметра и записью в оперативном журнале. По распоряжению выполняются небольшие по объему работы в течение одной рабочей смены, не требующие подготовки рабочего места, при выполнении которых индивидуальные дозы облучения не превышают 0,2 мЗв. *Наряд* является письменным распоряжением на безопасное проведение радиационно-опасной работы, определяющим содержание, время, место, условия ее выполнения, необходимые меры радиационной безопасности, состав бригады, разрешенные дозы облучения для каждого члена бригады и лиц, ответственных за безопасность работ.

Дезактивация. В организациях, где проводятся работы с радиоактивными веществами, должен быть предусмотрен комплекс мероприятий по дезактивации производственных помещений и оборудования. Дезактивация является обязательным этапом в комплексе мероприятий, проводящихся для улучшения радиационной обстановки при ремонте систем и оборудования АС. Степень загрязнения различных материалов зависит от физико-химических свойств радиоактивных веществ и от свойств загрязняемых поверхностей. Пористые, шероховатые, хорошо смачиваемые поверхности легко сорбируют радиоактивные вещества и плохо дезактивируются. Материалы с гладкой поверхностью (пластикат, полиэтилен, силикатное стекло, нержавеющая сталь и др.) значительно меньше загрязняются радиоактивными веществами и легко дезактивируются.

2.4.9. Культура безопасности

До аварии на АЭС Three Mile Island (TMI)¹ преобладало мнение, что системы безопасности способны ограничить и стабилизировать все события, связанные с безопасностью эксплуатации, своевременным и безопасным способом. Как тогда считалось, операторы нужны только для того, чтобы предпринимать меры, благоприятные для безопасности. Это явилось вероятной предпосылкой того, что в то время человеческим ошибкам (нарушениям и упущениям) уделяли недостаточно внимания.

¹ Авария на АЭС Three Mile Island (США, штат Пенсильвания) началась 28 марта 1979 г. примерно в 4.00, развивалась приблизительно 6 сут — до 2 апреля 1979 г. и привела к расплавлению активной зоны реактора приблизительно на 50 %.

Расследование причин аварии на АЭС ТМІ выявило, что, наряду с конструктивными недоработками и системными сбоями, основные причины были связаны с человеком. В результатах одного из основных расследований аварии, проведенного Президентской комиссией¹ под председательством John G. Kemeny, еще не используется термин «культура безопасности», однако полностью идентифицируются все соответствующие аспекты культуры безопасности, включая важную роль менталитета (культуры), существующего в организациях, начиная с руководства самого высокого уровня до отдельных рабочих. Последующее изучение вероятностной оценки безопасности подтвердило эти результаты и позволило сделать заключение, что человек является основным вкладчиком в суммарный риск атомных электростанций этого поколения. Реализация этого факта стала движущей силой в поиске передовых конструкций реакторов, позволяющих компенсировать человеческие ошибки и отказы компонентов (систем).

Понятие «культура безопасности» впервые было сформулировано МАГАТЭ в 1986 году и вошло в научно-техническую терминологию после опубликования Международной консультативной группой по ядерной безопасности (International Nuclear Safety Advisory Group — INSAG) «Итогового доклада послеаварийной обзорной конференции по Чернобыльскому реактору» (INSAG-1). При этом было признано, что отсутствие культуры безопасности явилось одной из основных причин этой аварии.

Культура безопасности — это новое для инженерной практики словосочетание. Принципиальное отличие этого понятия от других, используемых в инженерной практике, заключается в том, что оно относится к поведению людей. Анализ причин катастрофической аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС показал, что в поведении оперативного персонала блока в период, предшествующий аварии, отсутствовали внутренняя мобилизованность на предотвращение риска и потребность надежно обеспечить без-

¹ Комиссия была учреждена спустя две недели после аварии президентом США Джимми Картером. Расследование должно было включать техническую оценку событий и их причин, анализ роли руководства предприятия, оценку готовности к аварийным ситуациям и способности реагировать на них американской Правительственной комиссии по ядерному регулированию, так же как и ее инструкций по лицензированию, инспектированию, эксплуатации и правоприменению.

опасность. Это и явилось для МАГАТЭ побудительным мотивом введения в практику эксплуатации нового понятия «культура безопасности». При дальнейшем осмыслении этого понятия сформировался новый взгляд на причины возникновения других аварий и инцидентов на АЭС.

После чернобыльской аварии появилась необходимость разработки общих принципов безопасности для всех стран и для всех типов АЭС, обеспечивающих очень высокий уровень безопасности для всех АЭС.

Культура безопасности входит в число основных принципов безопасности атомных станций, без чего реализация всех других основных принципов невозможна. Культура безопасности имеет особенности, выделяющие ее из всех принципов безопасности.

В отчете INSAG-3 «Основные принципы безопасности атомных станций» (1988) культура безопасности представлена как фундаментальный принцип управления безопасной эксплуатацией АС. Для конкретизации и иллюстрации этого понятия примерами в 1991 году вышел отчет INSAG-4 «Культура безопасности». В последующем понятие «культура безопасности» было раскрыто в INSAG-15 «Основные вопросы повышения культуры безопасности» (2002) и в ряде других документов МАГАТЭ (например, «Культура безопасности на ядерных установках: Руководство по повышению культуры безопасности» IAEA-TECDOC-1329, МАГАТЭ, Вена, 2002).

Существуют три фундаментальных принципа безопасности: принцип управления, принцип глубокоэшелонированной защиты и технические принципы. В свою очередь, к фундаментальным принципам управления относятся:

- внедрение принципов культуры безопасности;
- ответственность эксплуатирующей организации;
- обеспечение нормативного регулирования и проверка всей деятельности, связанной с безопасностью.

Практической целью внедрения культуры безопасности на рабочих местах является то, что все лица и организации, причастные к ядерной энергетике, должны руководствоваться в своих действиях и взаимоотношениях установленной культурой безопасности.

Рассмотрим существующие определения «Культура безопасности»:

- «Культура безопасности — это такая совокупность характеристик, особенностей деятельности и отношений в организациях и поведения отдельных лиц, которая устанавливает, что пробле-

мам безопасности ядерного объекта, как обладающим высшим приоритетом, уделяется внимание, диктуемое их значимостью» (INSAG-4).

- «Культура безопасности — квалификационная и психологическая подготовленность всех лиц, при которой обеспечение безопасности атомных станций является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность» (ОПБ-88/97).

Помимо классического определения культуры безопасности, сформулированного в INSAG-4, существуют и другие, которые, сохраняя суть, отражают многогранность этого понятия.

Основными чертами культуры безопасности являются:

- **ответственность**, которая реализуется через установление и описание ответственности организации, должностных обязанностей и понимание их отдельными лицами;
- **приверженность**, которая требует демонстрации высокого приоритета безопасности на уровне руководителей и признания общих целей безопасности отдельными лицами;
- **мотивация**, которая формируется посредством методов руководства, постановки целей и создания системы поощрений и наказаний и посредством формирования внутренней позиции отдельных лиц;
- **надзор (контроль)**, включающий практику ревизий и экспертиз и готовность реагировать на критическую позицию отдельных лиц;
- **личное осознание**, определяющее понимание важности обеспечения безопасности;
- **знания и компетентность (профессионализм)**, которые обеспечиваются через профессиональную подготовку и инструкции для персонала, а также через его самоподготовку и общую культуру, впитываемую с детства.

Формирование культуры безопасности означает воспитание у каждого человека, имеющего отношение к атомной энергетике, такого состояния, при котором он окажется просто неспособным сделать какой-либо шаг в ущерб безопасности, даже если вероятность реализации опасности чрезвычайно мала.



Рис. 2.28. Составляющие культуры безопасности

Из этого следует, что культура безопасности обладает еще одной особенностью: она проявляется (или должна проявиться) на всех пяти уровнях глубокоэшелонированной защиты, повышая эффективность регламентных мероприятий и усиливая действие физических барье-

ров, препятствующих выходу радиоактивных материалов из объемов, для них предназначенных.

Основными составляющими культуры безопасности для индивидуума являются (см. рис. 2.28): критическое и осмысленное отношение к порученной работе и поставленным задачам (критическая позиция), строгое соблюдение требований нормативной документации, осторожность и внимательность при выполнении работ (строго регламентированный и осторожный подход), качественное ведение документации, своевременное и полное информирование о своих действиях (коммуникативность).

При выполнении очередной работы каждый работник индивидуально, осознавая, что не все проблемы могут быть предвидены, должен спрашивать себя «что еще» и быть озабоченным в ожидании результата и возможных потенциальных последствий каждого действия. Анализируя опыт эксплуатации АЭС, следует подчеркнуть необходимость проведения инструктажа перед работой для определения вероятных ошибок, необходимых защитных мер и потенциальных проблем. Каждый работник должен искать возможности улучшения своих способностей и выявления причин их несоответствия, внимательно рассматривать факты, которые могут привести к самоуспокоенности, приводящей к возникновению ошибки и негативным потенциальным последствиям.

Каждый работник должен избегать поспешности на любой стадии решения поставленной задачи, понимая, что поспешность может привести к ошибке. Факторы, которые побуждают к ускорению выполнения работы, должны тщательно анализироваться по их потенциальному влиянию на поведение и исключаться. Особенно это относится к выполнению работ в зоне с повышенным уровнем излучения, так как значимую роль может играть радиофобия. Человек будет стремиться быстрее выполнить порученное задание, ослабляя внимание на строгом соблюдении регламента. Для уменьшения воздействия данного фактора необходимо включение в программу подготовки работников вопросов из курсов по ядерной физике, дозиметрии и т. д. Весьма важным является постоянное информирование исполнителей работ о радиационной обстановке, накоплении дозы облучения.

Время проведения радиационно-опасных операций может быть минимизировано путем тренировок и отбора для них сотрудников, показавших при обучении лучшие результаты. Такие подготовлен-

ные исполнители выполняют предполагаемую работу более эффективно, быстро и, соответственно, с наименьшими дозовыми затратами.

Весьма важно, чтобы все лица, имеющие отношение к ядерной безопасности, постоянно имели в виду потенциальные последствия несоблюдения абсолютного приоритета безопасности. Большинство инцидентов и аварий в атомной отрасли произошло по причине того, что кто-то не принял соответствующих мер предосторожности или не смог учесть или консервативным образом поставить под сомнение принятые им решения и шаги для их выполнения.

Чтобы развить и укрепить такую культуру, работников следует хвалить в тех случаях, когда они останавливают работу или не одобряют изменений, если возникает разумное сомнение относительно обеспечения безопасности.

Рассмотрим одну из таких методик — принцип STAR (Stop, Think, Action, Reaction — остановись, подумай, сделай, оцени) — рис. 2.29.

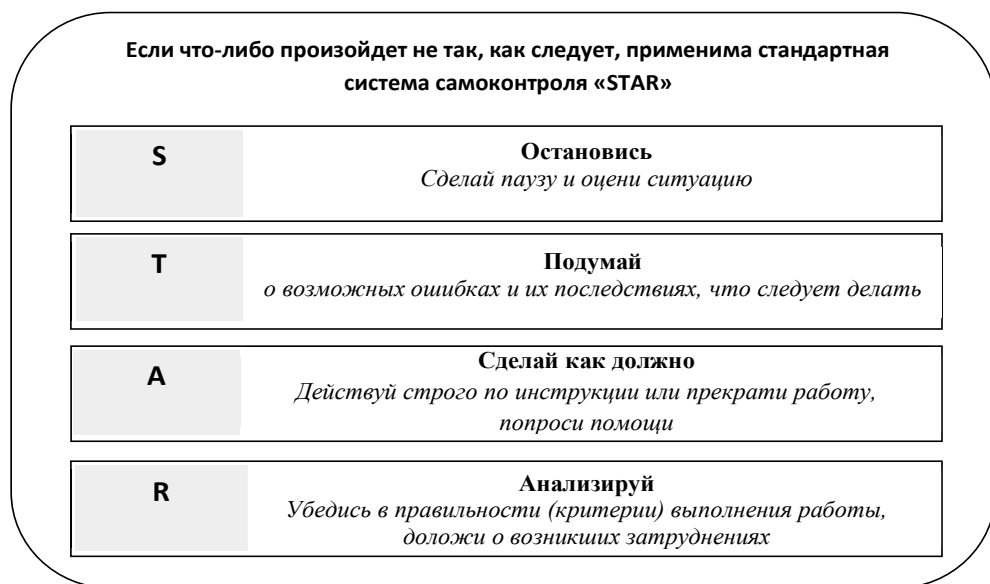


Рис. 2.29. Принцип STAR

Принцип STAR является принципом индивидуального самоконтроля, который в свою очередь является составной частью принципа проведения индивидуальной самооценки.

Самоконтроль — это способность работника концентрировать внимание на задаче и условиях ее выполнения, отдавать себе отчет в происходящем и возможных последствиях, не позволять себе отвлекаться от работы до момента ее завершения. **Самоконтроль** используют для концентрации внимания и снижения вероятности совершения ошибок в следующих ситуациях:

- когда могут произойти серьезные последствия;
- при выполнении обычных заданий (не будьте слишком самоуверенны, это позволит избежать ошибок);
- при отвлечении (потере концентрации внимания);
- когда событие происходит неожиданным образом;
- при плохой маркировке;
- при устном инструктировании;
- в первый день после выходных;
- когда очень мало времени;
- при незнакомом (новом) задании;
- при физической или умственной усталости.

Как подтверждает практика, самоконтроль — это последний барьер, когда еще возможно предотвратить ошибку.

Поведение персонала. Прежде чем человек приступит к исполнению каких-либо задач, связанных с безопасностью, у него должна проявиться *критическая позиция*, сформированность которой можно оценить вопросами, приводимыми в приложении INSAG-4 для помощи в самопроверке по уровню культуры безопасности:

- Понимаю ли я задачу?
- В чем состоит моя ответственность?
- Какова ее связь с безопасностью?
- Достаточно ли моих знаний для продолжения работы?
- В чем состоит ответственность других?
- Возможны ли какие-либо необычные обстоятельства?
- Нужна ли мне помощь?
- Каковы могут быть ошибки?
- Каковы могут быть последствия отказов или ошибок?
- Что нужно сделать, чтобы избежать отказов?
- Что я должен сделать, если отказ произойдет?

Основой культуры безопасности является надежность персонала (человеческого фактора). Для понимания этого необходимо ввести определения некоторых терминов.

Надежность человеческого фактора — совокупность профессиональных знаний, мотивационных, волевых, эмоциональных, интеллектуальных и других качеств личности, обеспечивающих точное, безошибочное, адекватное восприятие ситуаций, своевременное и успешное выполнение регламентированных функций в различных режимах работ.

Неправильное действие персонала (ошибка) — качественный признак, характеризующий неправильное поведение людей (неправильное понимание процесса или задачи, неправильное намерение или действие), или возможные отклонения от нормативного выполнения действий (пропуск действия, неправильное воздействие на управляющие органы) самим персоналом.

Ошибка персонала. Признаком (и результатом) снижения профессиональной надежности являются неправильные действия работников.

Излишняя самоуверенность и переоценка своих возможностей могут привести к ошибке. Ошибка является сигналом неблагополучия в психологическом состоянии работника или состоянии его здоровья, а также симптомом неблагополучия в организации производства. Ошибка служит сигналом к немедленной корректировке условий, приведших к ошибке. Сделайте все, чтобы определить причины совершения ошибки.

По данным МАГАТЭ, не менее 60 % происшествий на объектах использования атомной энергии (далее — объекты) в мире происходит именно по вине персонала. Еще выше составляющая человеческой ошибки в авиации — 70–80 % всех происшествий или инцидентов случаются по вине человека (летный и наземный персонал).

И в этих, и в других отраслях человеческий фактор составляет основную причину всех аварий и катастроф, причем они вызываются не просто ошибками или невнимательностью работника, все названное является лишь следствием многочисленных факторов. Эти факторы, определяющие надежность персонала, не всегда очевидны и зависят от многих составляющих (см. рис. 2.30).

Квалификация персонала, его компетентность и натренированность относятся к важнейшим факторам предотвращения нарушений ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ), в т. ч. нарушений, приводящих к таким событиям в работе объектов, которые подлежат учету по Международной шкале ядерных и радиологических событий (INES).



Рис. 2.30. Надежность персонала (человеческого фактора) — основа культуры безопасности

В стандартных исследованиях причины возникновения нарушений в работе АС определяют из отказов оборудования, недостатков процедур и человеческого фактора. Однако такой подход не всегда позволяет точно выявить причины нарушений. Для более глубокого исследования специалистами АО «Концерн Росэнергоатом» предложен анализ по схеме: преднамеренные нарушения — неосознанные нарушения. Таким образом, нарушения по вине персонала можно рассматривать с точки зрения степени осознанности их действий.

Категории неправильных действий:

- случайная ошибка-промах — нечаянный пропуск или непреднамеренное выполнение ненужного действия;
- ошибка по незнанию — неправильное действие, связанное с недостатками профессиональной подготовки и тренировки;
- сознательно выполненное неправильное действие или мотивационная ошибка.

Сознательно выполненное неправильное действие имеет три подвида: упрощение задачи, псевдорационализация, преднамеренное разрушение оборудования (полное игнорирование техники безопасности).

Пример нарушения в работе АЭС, связанного с неправильным выполнением действия (упрощение задачи).

Событие 1: Выход из строя насоса системы расхолаживания бассейна выдержки (TG) в результате обратного вращения. В период ППР блока выполнялся вывод в ремонт 3-й системы безопасности. Для резервирования насосов системы расхолаживания бассейна выдержки силовое электропитание на насос TG было подано от насоса промежуточного контура установкой перемычки. После сборки электросхемы была сделана попытка включить насос TG для опробования. При этом насос рассчитанных параметров не развил и отключился действием защиты электродвигателя. После вывода насоса TG в ремонт было выявлено, что крепежная гайка рабочего колеса открутилась и уперлась в корпус насоса, при этом погнулся вал насоса. На основании этого был сделан вывод о том, что при подключении перемычки по электропитанию была выполнена неправильная фазировка электродвигателя, в результате чего имело место обратное вращение насоса.

Аналогичный случай с откручиванием крепежной гайки рабочего колеса на насосе 8 НДВ X (1TG) имел место в прошлые годы. После этого в инструкцию по эксплуатации электродвигателей было внесено дополнение, отражающее конструктивную особенность насосов 8 НДВ X.

Ошибка персонала: Перед опробованием агрегатов, не допускающих обратного вращения (к ним относится и насос 8 НДВ X), после отключения—подключения силового кабеля электропитания необходимо проверить правильность вращения электродвигателя. Персонал должен был потребовать выдачу наряда на расцепление агрегата и опробовать электродвигатель насоса TG на холостом ходу. Только убедившись в правильности вращения электродвигателя, можно было включать насос TG в работу.

Наибольший вклад в причины ошибок-промахов и мотивационных ошибок (по результатам применения метода психологического анализа) дают организационные факторы руководства и расстановки персонала.

В целях профилактики неправильных действий персонала необходимо проводить заблаговременную оценку риска совершения неправильного действия, то есть профессиональной надежности. На основании результатов такой оценки проводятся разработка и выполнение мероприятий, предупреждающих неправильные действия персонала, или разработка и выполнение корректирующих мероприятий.

Причина совершения ошибки может крыться в несовершенстве технологии или процедуры выполнения операций с оборудованием или системами, поэтому ошибка дает шанс совершенствовать их, повысить эргономичность условий труда.

Примеры нарушений в работе АЭС, связанные с недостатком инструкции по эксплуатации.

Событие 1. Залив «сухих» каналов блока защитных труб (БЗТ) при подпитке шахты ревизии БЗТ. При допуске по наряду ЦТАИ работниками лаборатории систем внутриреакторного контроля была обнаружена вода в компенсационных устройствах термопар и «сухих» каналах БЗТ. Залив «сухих» каналов термоконтроля в БЗТ привел к нарушению условий надежной эксплуатации термопреобразователей и потребовал извлечения из каналов 98 термопар для сушки и чистки каналов. При этом было повреждено 30 % термопар. Причиной залива явилась переподпитка «чистым» конденсатом шахты ревизии БЗТ с установленным в нее БЗТ. Конструкция перелива шахты ревизии БЗТ не исключала возможности повышения уровня выше разъемов термоконтроля.

Залив «сухих» каналов термоконтроля БЗТ может привести к серьезным нарушениям. Термопары, залитые водой, быстро выйдут из строя при работе реактора. Кроме того, имеет место эффект «прикипания» термопар к каналам, который вызывает большие трудности при последующем извлечении термопар из каналов.

Ошибка персонала. При нахождении БЗТ в шахте ревизии персонал реакторного цеха (РЦ) заполнял и подпитывал шахту ревизии без наблюдающего от ЦТАИ и без контроля за уровнем.

Извлеченные уроки:

- на блоке реконструирован перелив из шахты ревизии БЗТ на уровне верхней площадки БЗТ, который исключает залив «сухих» каналов термоконтроля при нахождении БЗТ в шахте ревизии;
- в инструкцию по эксплуатации системы чистого конденсата внесено требование о том, что операции заполнения и подпитки шахты ревизии БЗТ должны выполняться только в присутствии наблюдающего из состава бригады, производящей работы.

Событие 2. Повреждение уплотнения насоса системы аварийного и планового расхолаживания первого контура (ТН) в результате некачественного воздухоудаления

При опробовании насоса системы аварийного и планового расхолаживания первого контура было повреждено его торцевое уплотнение. Расследованием установлено, что повреждение уплотнения произошло из-за завоздушивания насоса.

Ошибка персонала. Переключения производились по бланку переключений, в котором воздухоудаление было отмечено слабо — фразой «произвести воздухоудаление», в результате чего тракт перекачиваемой насосом среды содержал много воздуха.

Извлеченный урок. При опробовании насоса после ремонта, особенно если ремонт сопровождался дренированием, необходимо вести тщательное воз-

духоудаление изо всех точек системы и особенно тщательно из всасывающего трубопровода. Все операции с воздушниками должны быть конкретно отражены в бланке переключений.

Оперативные переговоры являются важной составляющей частью управления работой оборудования¹ и обеспечения безопасности АС во время ведения требуемого режима эксплуатации, производства переключений, пусков и остановов, предотвращения аварий и снижения их последствий, подготовки и производства ремонтных, испытательных и наладочных работ. Основное назначение оперативных переговоров — передача и прием информационных сообщений и распоряжений для обеспечения точного и своевременного выполнения работ на оборудовании АС. Оперативные переговоры в процессе эксплуатационной деятельности осуществляются с использованием технических средств связи и устно. При ведении оперативных переговоров необходимо строго выполнять требования утвержденных инструкций и памяток [23].

Оперативные переговоры должны быть краткими, вестись четко и ясно, без больших пауз, лишних слов, оборотов и эмоций, понятным и однозначным языком. Распоряжения должны передаваться громко и внятно. Разборчивость речи при передаче информации является важнейшей характеристикой, определяющей качество понимания принимаемых сообщений, а также точность и своевременность выполняемых оперативным персоналом действий.

Распоряжения отдают в краткой повелительной форме, при этом в начале фразы могут использоваться термины: «Включить...», «Отключить...», «Осмотреть...» и т. д. При отдаче распоряжений на выполнение каких-либо работ следует руководствоваться принципом трехразовой коммуникации, при котором после получения распоряжения оно повторяется лицом, его принявшим, и правильность принятия подтверждается лицом, его отдавшим (выслушав распоряжение, подчиненный оперативный персонал должен дословно повторить текст распоряжения и получить подтверждение, что распоряжение принято правильно. Например:

Распоряжение: «Включить насос 4 КН-А»;

Повторение: «Понял. Включить насос 4 КН-А»;

Подтверждение: «Правильно, выполняй».

¹ **Оперативное управление оборудованием** — это порядок, согласно которому все оперативные действия с оборудованием производятся по прямым командам и под контролем оперативного персонала, в чьем оперативном ведении находится данное оборудование.

Запрещается в одном распоряжении одному и тому же лицу объединять несколько заданий, ведущих к достижению разных целей.

Лицо, получившее распоряжение, должно приступить к его выполнению только в том случае, если имеется полная ясность в целях, последовательности и возможности его безопасного выполнения (критическая позиция индивидуума). В случае получения распоряжения на переключение, ошибочного, по мнению исполнителя, но не угрожающего безопасности людей или сохранности оборудования, он должен указать на это лицу, отдавшему распоряжение, а при его подтверждении обязан выполнить его с оформлением записи в оперативном журнале. В случае получения распоряжения, угрожающего жизни людей, целостности оборудования, ядерной или радиационной безопасности, лицо, получившее данное распоряжение, обязано указать на это лицу, отдавшему распоряжение, и не выполнять распоряжение, немедленно сообщив об этом вышестоящему оперативному лицу по отношению к лицу, отдавшему распоряжение.

Пример нарушения в работе АЭС, связанного с неправильным ведением оперативных переговоров:

Событие 1. Отключение насоса системы продувки-подпитки первого контура (ТК) по причине неправильного ведения оперативных переговоров между начальниками смен реакторного (РЦ) и электрического (ЭЦ) цехов.

Ошибка персонала: Начальник смены РЦ отдал распоряжение начальнику смены ЭЦ на разборку электросхемы насоса системы продувки-подпитки первого контура. Начальник смены ЭЦ не повторил задание начальника смены РЦ, сказав: «Ага». Начальник смены РЦ не потребовал повторения принятого задания. При разборке схемы персонал электроцеха не принял во внимание, что разбираемый насос работает. В итоге была разобрана схема не того насоса.

Совершенная ошибка — источник опыта. Сообщение работника о своей ошибке должно быть поощрено как стремление избежать повторения подобных ошибок и повысить безопасность. Необходимо создать атмосферу доверия и взаимопонимания для вовлечения персонала в процесс анализа причин ошибки.

Повторение ошибки работника свидетельствует о снижении уровня культуры безопасности. Для преодоления неправильных действий персонала (избежания повторения подобных ошибок) разрабатываются методы работы с персоналом в зависимости от типа ошибок.

Тренировки внимания, памяти и, в какой-то мере, устойчивости в стрессовых ситуациях помогают человеку избежать промахов (слу-

чайных ошибок), повышают его устойчивость к нестандартным ситуациям.

Для преодоления незнания требуется совершенствование подготовки персонала в высших, средних специальных учебных заведениях, отраслевых учебно-тренировочных центрах. При этом основное внимание должно уделяться совершенствованию учебных программ, инструкций, регламентов, нормативной документации, поощрению роста профессиональной компетентности и обмену информацией по вопросам безопасности.

Для предотвращения преднамеренных нарушений можно использовать санкции, индивидуальную работу, в том числе и с психологом, развитие культуры безопасности и культуры самооценки и т. д. В атомной энергетике России существуют документы, позволяющие применять методики самооценки в работе (например, «Руководство по самооценке эксплуатационной безопасности АЭС», методики тестирования приверженности ценностным ориентирам культуры безопасности и др.).

Очень важно понимание человеком того, к чему может привести нарушение тех или иных норм, правил или пунктов инструкции. А если пришлось столкнуться с неизвестной, непонятной или не ожидаемой ситуацией, то действовать нужно консервативно, исходя из худшего варианта. При этом наиболее эффективно обучение на живых примерах.

Готовность к действиям в неожиданных ситуациях приобретает особую актуальность в связи с повышающимся уровнем автоматизации. В последние десятилетия значительно уменьшилось число срабатываний защиты, что привело к отсутствию или незначительности опыта действий персонала в переходных процессах. Поэтому значительно возросла роль теоретической и практической подготовки персонала, в том числе на полномасштабных тренажерах.

Своевременное напоминание персоналу о действительно имевших место событиях и о возможных последствиях нарушения порядка ведения предстоящей работы является эффективным способом формирования культуры безопасности. Как показывает опыт, наиболее эффективно включение сообщений о событиях в целевые инструктажи перед выполнением важных работ. При этом затраты по сравнению с достигаемым эффектом можно считать ничтожными.

Профессионализм в работе человека проявляется в прочных знаниях и способности применять знания на практике. Профессионализм —

это умение выстроить приоритеты в выборе главной цели, в построении плана работы и применении знаний, умений и навыков на каждом этапе работы.

Для культуры безопасности признаком высокого профессионализма является безопасное выполнение работ на должном качественном уровне при строгом соблюдении регламента, производственной дисциплины, требований техники безопасности.

Профессионал сумеет оценить потенциальную опасность проведения работ и сведет к минимуму риск совершить неправильные действия. Для этого работники должны не только обладать подходящей квалификацией и опытом в конкретных областях их специализации, но также стремиться и уметь исследовать потенциально небезопасную практику работ и выявлять недостатки, где бы и когда бы они ни столкнулись с ними, обращать внимание других лиц на замеченные недостатки.

К профессионально важным качествам работника относятся ответственность, способность к самоконтролю, личная мотивация обеспечения безопасности.

Профессионал считает себя лично ответственным за свою жизнь, за безопасность и здоровье своих коллег по рабочему месту, за высокие показатели культуры безопасности своей организации.

Подготовка специалистов для атомной энергетики имеет ряд особенностей, связанных с высоким технологическим уровнем отрасли, потенциальной опасностью ядерных технологий, значительным временем обучения. Для достижения, улучшения и поддержания высокого уровня знаний и навыков персонала и качества его работы должен использоваться систематический подход к обучению.

Основным источником квалифицированных кадров для атомной энергетики являются образовательные учреждения и, в первую очередь, высшие учебные заведения. Чтобы обеспечить подготовку необходимого количества высококлассных специалистов, способных приступить к работе сразу после окончания учебного заведения, без их «подгонки» к требованиям конкретного предприятия, необходима тесная интеграция образовательных учреждений и предприятий.

Кафедра «Атомная энергетика» (с 2012 года — «Атомные станции и возобновляемые источники энергии») была основана в 1961 году в Уральском политехническом институте (ныне Уральский федеральный университет) в связи со строительством Белоярской АЭС. Кафедра

имеет современную, постоянно совершенствующуюся, учебно-материальную и тренажерную базу, позволяющую обеспечивать качественную подготовку специалистов для атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах.

Современные системы управления, обеспечивающие безопасность АС, предполагают вовлечение в этот процесс также поставщиков. Поэтому важно также обучение специалистов предприятий и организаций, занятых в сооружении АС, поставках оборудования и т.д., основным вопросам обеспечения безопасности в атомной энергетике.

Международная шкала событий на АЭС. Анализ аварий и инцидентов при эксплуатации АС, выявление их причин и оценка их влияния на безопасность представляют большой интерес не только для специалистов, но и для широкой общественности. Для оценки ядерных инцидентов и событий на АС с 1 сентября 1990 года на российских АС используется Международная шкала ядерных событий (INES), которая была разработана группой экспертов, собранных вместе МАГАТЭ и Агентством по ядерной энергии ОЭСР. Группа руководствовалась в своей работе результатами ряда международных совещаний, собиравшихся для обсуждения общих принципов, закладываемых в такую шкалу. Шкала также отражает опыт, полученный при использовании подобных шкал во Франции и в Японии, а также опыт разработки таких шкал в других странах [24].

Международная шкала ядерных событий является средством для оперативного информирования общественности с точки зрения ядерной безопасности о значимости событий, происходящих на ядерных установках и объектах. С помощью шкалы можно облегчить взаимопонимание между ядерным сообществом (специалистами атомной промышленности), средствами массовой информации и общественностью.

События классифицируются по шкале, включающей семь уровней. Нижние уровни (1–3) называются «инцидентами» (происшествиями), а верхние (4–7) — «авариями». События, несущественные с точки зрения безопасности, классифицируются уровнем «0» (ниже шкалы) и называются «отклонениями». События, не связанные с безопасностью, определяются как выходящие за рамки шкалы.

Структура шкалы в общем виде с ключевыми словами, носящими общий характер, представлена на рис. 2.31. Каждый критерий подробно описан в «Руководстве пользователя INES». События рассма-

триваются с точки зрения трех аспектов или критериев безопасности:
 воздействие за пределами площадки (внешние последствия);
 воздействие на площадке (внутренние последствия);
 ухудшение глубокоэшелонированной защиты.



Рис. 2.31. Международная шкала событий на АЭС

Примеры классификации событий на АС

Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г. — разрушение 26 апреля 1986 года четвертого энергоблока Чернобыльской АЭС, расположенной на территории Украинской ССР (ныне — Украина). Разрушение носило взрывной характер, реактор был полностью разрушен, и в окружающую среду было выброшено большое количество радиоактивных веществ. Авария классифицируется по уровню 7.

Авария на АЭС Фукусима-1 — крупная радиационная авария максимального 7-го уровня, произошедшая 11 марта 2011 года в результате сильнейшего в истории Японии землетрясения и последовавшего

за ним цунами. Землетрясение и удар цунами вывели из строя внешние средства электроснабжения и резервные дизельные генераторы, что явилось причиной неработоспособности всех систем нормального и аварийного охлаждения и привело к расплавлению активной зоны реакторов на энергоблоках 1, 2 и 3 в первые дни развития аварии.

Авария на газоохлаждаемом реакторе в Уиндскейле в Великобритании — крупная радиационная авария, произошедшая 10 октября 1957 года на одном из двух реакторов атомного комплекса «Селлафилд», в графстве Камбрия на Северо-Западе Англии. В результате пожара в графитовом реакторе с воздушным охлаждением для производства оружейного плутония произошел крупный выброс радиоактивных веществ. Авария соответствует 5-му уровню по международной шкале событий.

Авария на АЭС «Три Майл Айленд» в США в 1979 г. привела к значительному повреждению активной зоны реактора. Внешний выброс радиоактивных продуктов был крайне ограничен. Это событие классифицируется как соответствующее уровню 5 по критерию «Внутренние последствия».

Авария на АЭС «Сент-Лоран» во Франции в 1980 г. привела к частичному повреждению активной зоны при отсутствии внешнего выброса радиоактивности. Это событие классифицируется как соответствующее уровню 4 по критерию «Внутренние последствия».

Авария на АЭС «Вандельос» в Испании в 1989 г. не привела ни к внешним радиоактивным выбросам, ни к повреждению активной зоны или радиоактивному загрязнению площадки. Однако вследствие повреждения систем безопасности была нарушена глубокоэшелонированная защита. Событие классифицировано как соответствующее уровню 3 по критерию «Деградация защиты в глубину».

Вопросы для самопроверки

1. Что называется атомной станцией?
2. На какие виды подразделяются атомные станции?
3. Для чего в схеме АЭС предусмотрен теплоноситель?
4. Опишите технологический процесс производства электроэнергии на АЭС.
5. Какие схемы АЭС называются одноконтурными?

6. Что такое ядерный реактор?
7. Опишите конструкцию гладкостержневого твэла.
8. Опишите тепловой баланс для двухконтурной АЭС с водным теплоносителем.
9. Что предполагает принцип глубокоэшелонированной защиты?
10. Что включает в себя система физических барьеров?
11. Как реализуется на практике принцип единичного отказа?
12. Что такое радиоактивность?
13. Что такое период полураспада?
14. В каких единицах измеряется эквивалентная доза?
15. Что такое мощность дозы?
16. Что такое КИУМ?
17. Какие три принципа используют при организации радиационной защиты на АЭС?
18. Когда МАГАТЭ впервые сформулировало понятие «культура безопасности»?
19. Перечислите три фундаментальных принципа безопасности АЭС.
20. Дайте определение культуры безопасности в соответствии с документом INSAG-4.
21. Назовите основные составляющие культуры безопасности для индивидуума.
22. Что называется генеральным планом АЭС?

Список библиографических ссылок

1. International Atomic Energy Agency. URL: https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull54-1/54104710506_ru.pdf (дата обращения: 02.02.2016).
2. International Atomic Energy Agency. URL: https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull54-1/54104710404_ru.pdf (дата обращения: 02.02.2016).
3. Bychkov A. Nuclear power today and tomorrow. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull54-1/54104710707.pdf> (дата обращения: 02.02.2016).
4. Справочник по ядерной энерготехнологии : пер. с англ. / Ф. Ран [и др.]; под ред. В.А. Легасова. М. : Энергоатомиздат, 1989. 752 с.
5. Инновационные ядерные системы 4 поколения. URL: <http://www.atomic-energy.ru/technology/34307> (дата обращения : 02.02.2016).
6. Глесстон С. Атом. Атомное ядро. Атомная энергетика / пер. с англ.; под ред. Л.А. Арцимовича. М. : Изд-во иностранной литературы, 1961. 648 с.
7. Проценко А. Н. Энергия будущего. М. : Молодая гвардия, 1985.
8. Нигматулин И. Н., Нигматулин Б. И. Ядерные энергетические установки. М. : Энергоатомиздат, 1986. 186 с.
9. Алексеев С. В., Зайцев В. А. Нитридное топливо для ядерной энергетики. М. : Техносфера, 2013. 240 с.
10. Акатов А., Коряковский Ю. Краткая энциклопедия урана. СПб. : Фонд развития модульного обучения «Петерфонд», 2013. 114 с.

11. Семченков Ю. Использование топлива в реакторах ВВЭР : состояние и перспективы // Росэнергоатом. 2014. № 11. С. 8–13.
12. Усовершенствованные варианты ядерного топливного цикла — на пути к устойчивому развитию (OECD / NEA). URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2013/02/11/39406> (дата обращения : 02.02.2016).
13. Пономарев-Степной Н. Н. Перспективы развития и внедрения замкнутого топливного цикла // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики : доклады девятой международной научно-технической конференции (21–23 мая 2014 г.). М. : АО «Концерн Росэнергоатом», 2014. С. 19–22.
14. Бычков А. В. Будущее : инновационные технологии переработки и захоронения радиоактивных отходов // Бюллетень МАГАТЭ 55–3. Сентябрь, 2014. С. 22–23.
15. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем : учебное пособие. В 2 ч. Ч. 1 / А. И. Бельтюков, А. И. Карпенко, С. А. Полуяктов, О. Л. Ташлыков, Г. П. Титов, А. М. Тучков, С. Е. Щеклеин; под общ. ред. С. Е. Щеклеина, О. Л. Ташлыкова. Екатеринбург : УрФУ, 2013. 548 с.
16. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции. М. : Высшая школа, 1984.
17. Ташлыков О. Л. Организация и технология ядерной энергетики. 2-е изд. Екатеринбург : ГОУ ВПО УГТУ-УПИ, 2005. 149 с.
18. Новиков Г. А., Ташлыков О. Л., Щеклеин С. Е. Безопасное использование ядерной энергии : правовые аспекты и методы управления, регулирования и обеспечения ядерной и радиационной безопасности : учебное пособие / под общ. ред. Г. А. Новикова. Екатеринбург : УрФУ, 2011. 510 с.
19. Ташлыков О. Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация : монография. Saarbrücken, Germany : LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG, 2011. 232 с.
20. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99 / 2009) : Санитарные правила СанПиН 2.6.1.2523–09. М. : Минздрав России, 2009.
21. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03) : Санитарные правила СанПин 2.6.1.24–03. М. : Минздрав России, 2003.

22. Основные санитарные нормы обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99 / 2010 (санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612–10). М. : Минздрав России, 2010.
23. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем : учебное пособие. В 2 ч. Ч. 2 / А. И. Бельтюков, А. И. Карпенко, С. А. Полуяктов, О. Л. Ташлыков, Г. П. Титов, А. М. Тучков, С. Е. Щеклеин; под общ. ред. С. Е. Щеклеина, О. Л. Ташлыкова. Екатеринбург : УрФУ, 2013. 420 с.
24. Безопасность атомных станций : справочник / Л. М. Воронин [и др.]. М. : Росэнергоатом, 1994. 256 с.

Приложение



Рис. П.1. Белоярская АЭС имени И. В. Курчатова



Рис. П.2. Первый, второй, четвертый и третий энергоблоки Белоярской АЭС



Рис. П.3. Фундаментная плита энергоблока БН-800 (2005)



Рис. П.4. Энергоблок с реактором БН-800 (2015)



Рис. П.5. Энергоблок АЭС с реактором БН-800

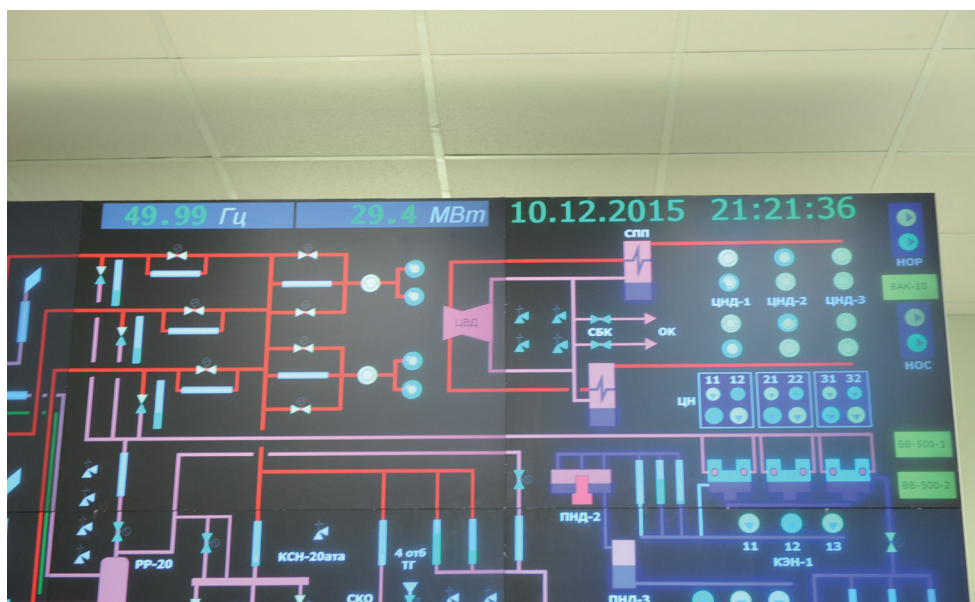


Рис. П.6. Исторический момент — 10 декабря 2015 г. в 21:21 энергоблок № 4 Белоярской АЭС был включен в сеть и начал вырабатывать электроэнергию в энергосистему Урала



Рис. П.7. Промежуточный теплообменник натрий-натрий



Рис. П.8. Монтаж модулей парогенератора

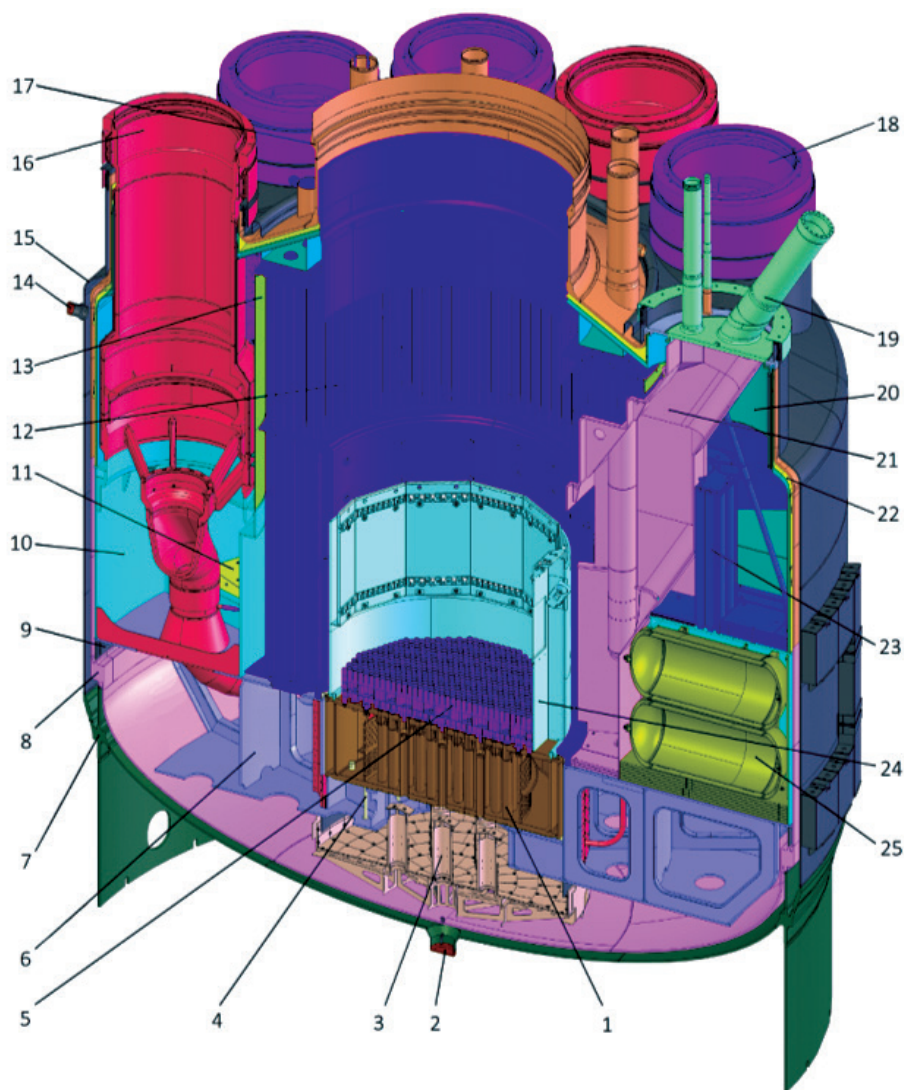


Рис. П.9. Корпус реактора БН-800: 1 — напорная камера; 2 — заглушка корпуса; 3 — устройство для сбора топлива; 4 — распределительная камера; 5 — коллекторы; 6 — основание опорного пояса; 7 — днище страховочного корпуса; 8 — днище корпуса; 9 — блок днищ корпусов; 10 — верхняя часть опорного пояса; 11 — защита в отсеках опорного пояса; 12 — защита внутрикорпусная; 13 — обечайка; 14 — заглушка корпуса; 15 — блок опор насосов с трубопроводами; 16 — корпус; 17 — блок опор ПТО; 18 — опора элеватора; 19 — экран внутренний; 20 — выгородка элеватора; 21 — экран наружный; 22 — защита в районе элеваторной выгородки и крайних ПТО; 23 — отражатель; 24 — блок вытеснителей

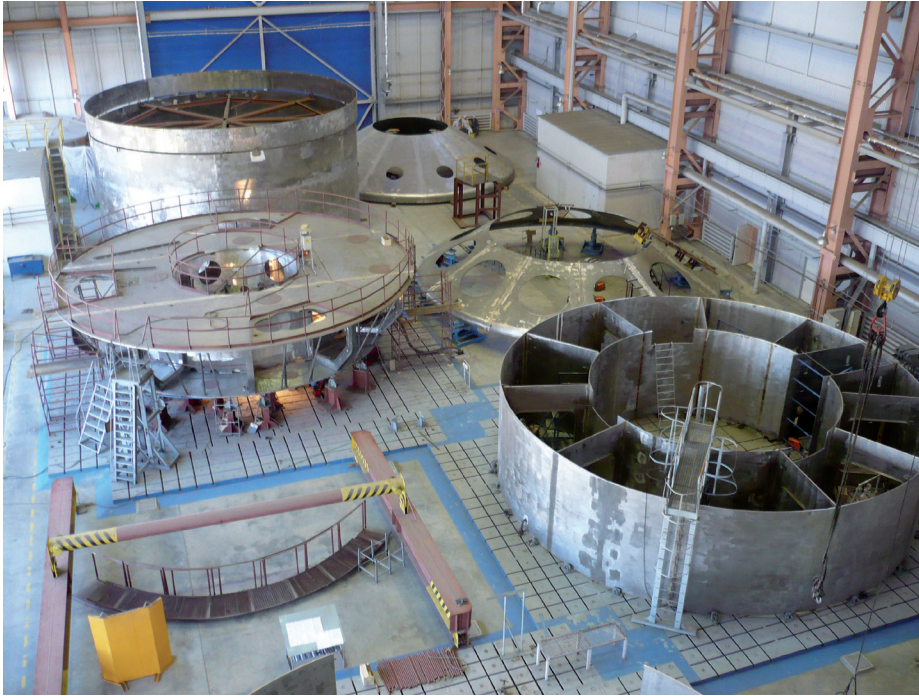


Рис. П.10. Корпус сборки реактора



Рис. П.11. Установка крыши корпуса БН-800 в шахту реактора

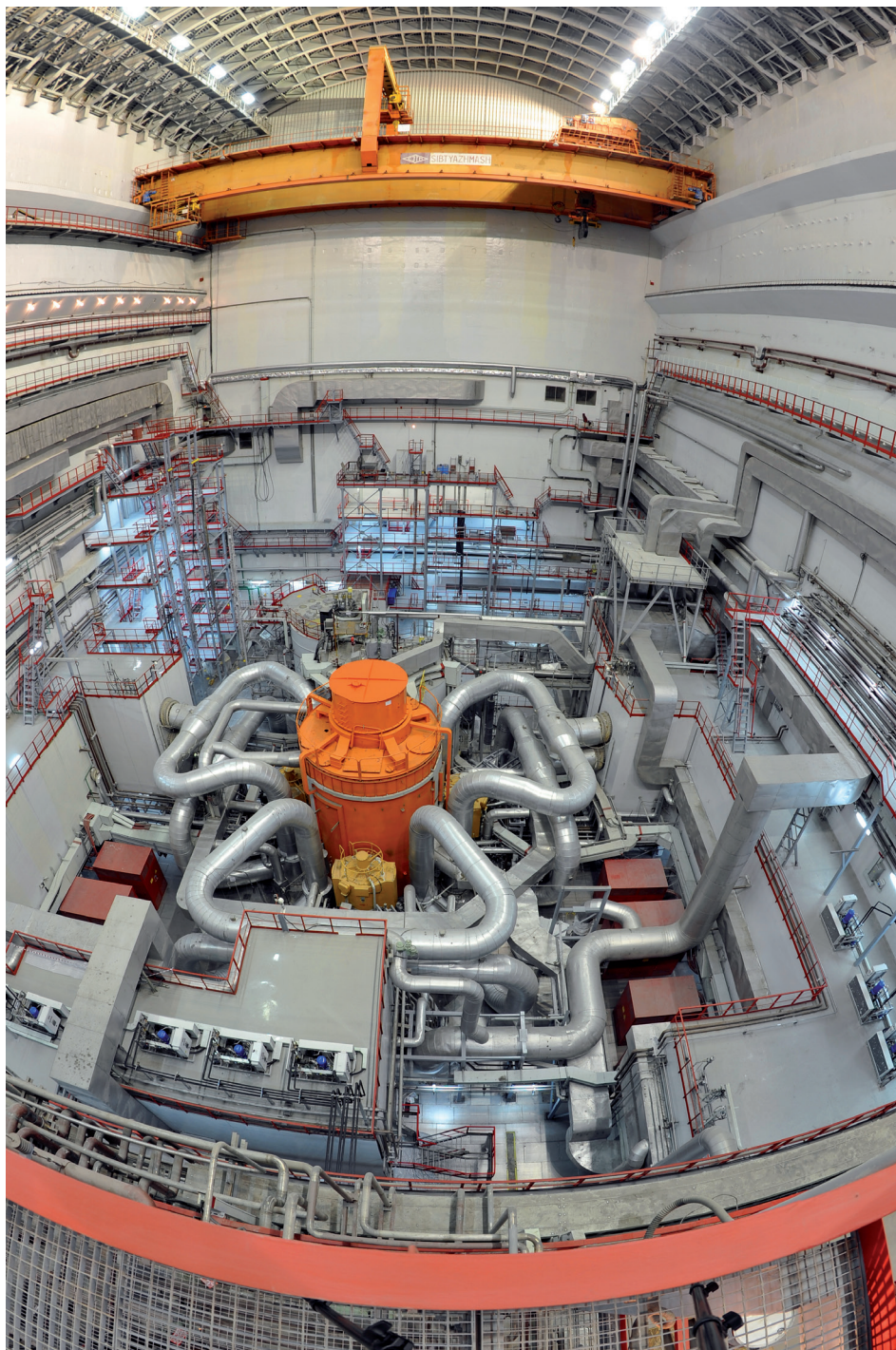


Рис. П.12. Центральный зал (реакторное отделение) АЭС с БН-800



Рис. П.13. Доставка контейнера с топливом в реакторное отделение



Рис. П.14. Транспортно-упаковочный контейнер с топливными сборками

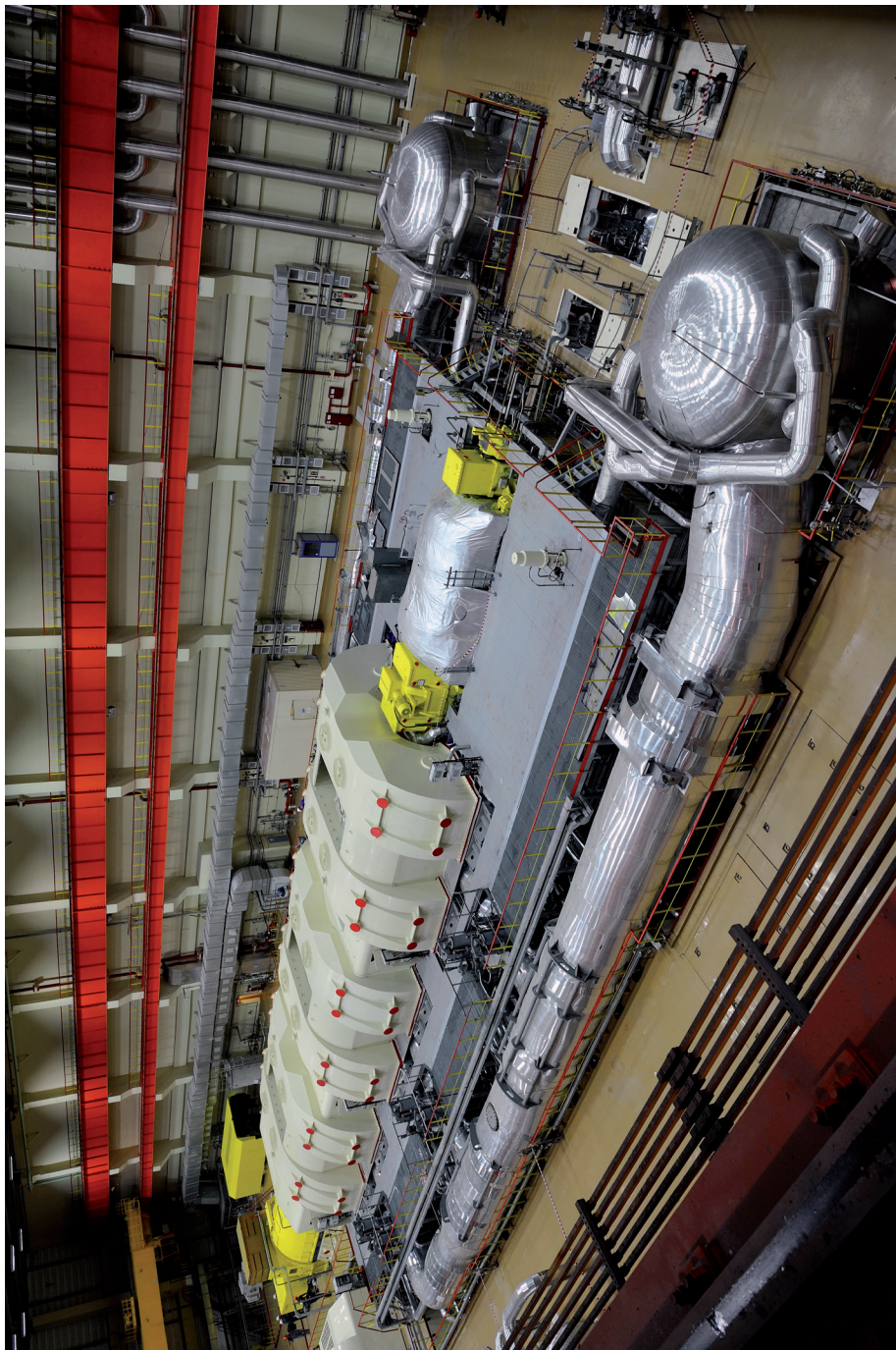


Рис. П.15. Турбоустановка К-800—130



Рис. П.16. Гидроузел Белоярского водохранилища



Рис. П.17. Белоярское водохранилище



Рис. П.18 Подводящий канал

Оглавление

ПРЕДИСЛОВИЕ	3
ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ	5
ВВЕДЕНИЕ	11
РАЗДЕЛ 1. ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	14
1.1. Состояние и развитие атомной энергетики	14
1.2. Основные сведения из ядерной и нейтронной физики.....	24
1.3. Физические особенности ядерного реактора.....	51
1.3.1. Ядерные реакторы	51
1.3.2. Цепная реакция деления ядер	54
1.4. Ядерное топливо.....	60
1.4.1. Виды ядерного топлива	60
1.4.2. Первичное ядерное топливо.....	65
1.4.3. Вторичные ресурсы. Отработавшее ядерное топливо	72
1.4.4. Перспективные ЯТЦ	78
1.4.5. Радиоизотопная продукция.....	80
1.5. Радиоактивные отходы	85
Вопросы для самопроверки	95

РАЗДЕЛ 2. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРИЧЕСКИЕ

СТАНЦИИ	96
2.1. Тепловые схемы АЭС	96
2.1.1. Общие сведения	96
2.1.2. Теплоноситель	99
2.1.3. Принципиальные тепловые схемы	102
2.1.4. Тепловая схема энергоблока с реактором БН-800	103
2.2. Типы и основное оборудование АЭС	110
2.2.1. Принципиальная схема и основные компоненты ядерного реактора	110
2.2.2. Технические характеристики реактора БН-800	118
2.2.3. Основные компоновочные решения АЭС с реактором БН-800	123
2.2.4. Генеральный план АЭС	132
2.3. Эффективность работы энергоблоков АЭС	133
2.3.1. Баланс теплоты в схеме АЭС	133
2.3.2. Показатели надежности и устойчивости работы энергоблоков	137
2.4. Безопасность атомных станций	140
2.4.1. Терминология в области безопасности АЭС	140
2.4.2. Принципы радиационной и ядерной безопасности	147
2.4.3. Обеспечение безопасности объектов использования атомной энергии (на примере атомной станции)	149
2.4.4. Глубокоэшелонированная защита	151
2.4.5. Принцип единичного отказа	156
2.4.6. Понятие о дозе облучения и единицах ее измерения	159
2.4.7. Радиационная защита на АЭС	165
2.4.8. Методы и средства индивидуальной защиты	169
2.4.9. Культура безопасности	174
Вопросы для самопроверки	192
БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК	194
ПРИЛОЖЕНИЕ	197

Учебное издание

Ташлыков Олег Леонидович

ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Редактор *Н. П. Кубыщенко*
Верстка *Е. В. Ровнушкиной*

Подписано в печать 08.09.2016. Формат 70×100 1/16.
Бумага писчая. Цифровая печать. Усл. печ. л. 17,1.
Уч.-изд. л. 10,5. Тираж 200 экз. Заказ 304.

Издательство Уральского университета
Редакционно-издательский отдел ИПЦ УрФУ
620049, Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, 5
Тел.: 8 (343) 375-48-25, 375-46-85, 374-19-41
E-mail: rio@urfu.ru

Отпечатано в Издательско-полиграфическом центре УрФУ
620075, Екатеринбург, ул. Тургенева, 4
Тел.: 8 (343) 350-56-64, 350-90-13
Факс: 8 (343) 358-93-06
E-mail: press-urfu@mail.ru



ТАШЛЫКОВ ОЛЕГ ЛЕОНИДОВИЧ

Доцент кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» Уральского федерального университета им. первого Президента России Б. Н. Ельцина, Заслуженный учитель профессионального образования Российской Федерации, кандидат технических наук.

Область научных интересов: ядерная энергетика и технологии, радиационная безопасность персонала, оптимизация ремонтных работ на АЭС.

Автор двух монографий, более ста научных публикаций, учебника и десяти учебных пособий по атомной энергетике. Имеет государственную и отраслевые награды.